



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – NUCLEOELÉCTRICA

Diseño de una cobija productora de tritio en un reactor híbrido fusión-fisión

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

PRESENTA:
Aldo Ariel Fierro Rodríguez

TUTOR
Dr. Juan Luis François Lacouture
Facultad de Ingeniería

MÉXICO, D. F. NOVIEMBRE 2014



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dra. Martín del Campo Márquez Cecilia

Secretario: Dr. François Lacouture Juan Luis

1er Vocal: Dr. Reinking Cejudo Arturo Guillermo

2do Vocal: Dr. Herrera Velázquez José J.E.

3er Vocal: Dr. Chávez Mercado Carlos

Universidad Nacional Autónoma de México

TUTOR DE TESIS:

Dr. Juan Luis François Lacouture

FIRMA

La preocupación por el planeta, el hombre y su destino siempre debe ser el interés primordial de todo esfuerzo técnico. Nunca olvides esto entre tus diagramas y ecuaciones.

Agradecimientos

Agradezco a la Universidad Nacional Autónoma de México por el apoyo otorgado a través del proyecto PAIT IN113213 “Estudio y diseño de reactores avanzados de fisión nuclear e híbridos fusión-fisión”, pero principalmente por generar espacios tan valiosos para la sociedad donde personas como yo puedan sentirse respaldadas y con la capacidad de desarrollar sus sueños.

A la Facultad de Ingeniería, a su siempre amable personal administrativo y a todos y cada uno de mis profesores, que cabalmente me impartieron sus conocimientos y grandeza como personas, por motivarme, por ser un modelo a seguir, y por impulsarme hacia la excelencia del desarrollo tecnológico y humano, gracias, muchas gracias.

A la Comisión Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por la beca otorgada que hizo posible el desarrollo de este proyecto.

A mi tutor de tesis Dr. Juan Luis François Lacouture por su gran aportación con sus valiosos conocimientos, por su paciencia y capacidad de orientación, y por creer en mí en todo momento del desarrollo de esta tesis.

Agradezco profundamente a mi madre por sus invaluable consejos, por ser la persona más tenaz, valiente y comprensiva que un hijo puede desear, por estar siempre ahí para mí, pero sobre todo por creer siempre en mí, gracias madre, sabes que sin ti no lo hubiese logrado.

A toda mi familia, pero en especial, a mi abuela y a mi tío Álvaro, por apoyarme incondicionalmente desde que yo tengo memoria.

Resumen

En la actualidad es importante plantear un cambio en la política energética de México. Ante los nuevos escenarios energéticos no es viable continuar con la generación de energía eléctrica basándose en el consumo de los combustibles fósiles, como actualmente está programada. Hacia finales de la primera década del siglo XXI, las posibilidades de generación masiva de electricidad con reservas domesticas de gas, petróleo y carbón, serán casi nulas. La política energética de México, orientada a intensificar la generación de electricidad basándose en el gas natural y carbón mineral de importación, propicia la dependencia energética externa y fuga de divisas. En este sentido, la energía nuclear en conjunto con las fuentes de energía renovables, podrían sustentar la autonomía energética nacional al ser más rentable, además de propiciar otros beneficios como la conservación ambiental. El objetivo principal de este trabajo es proponer un modelo teórico sobre un reactor nuclear híbrido fusión-fisión incorporando una cobija de cría de tritio, basado en el concepto conocido como CFNS (*Compact Fusion Neutron Source*). El CFNS utiliza Deuterio-Tritio como fuente principal de neutrones, y como combustible puede utilizar material físil mezclado con 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.

La tesis fue desarrollada con la ayuda del código MCNPX. Los principales resultados que se obtuvieron al correr cada una de las simulaciones del CFNS con la cobija productora de tritio, o *Test Blanket Module*, utilizando combinaciones de elementos químicos que están siendo estudiados por varios institutos de investigación en el mundo, fueron los siguientes: Las cobijas generan más tritio cuando se enriquecen con el isótopo litio 6 y se añaden elementos multiplicadores de neutrones, como son el plomo y el berilio. Bajo esta lógica, la mejor opción fue la cobija que contiene Pb-15.8Li, sin capas del elemento multiplicador de neutrones, Be-9, pues el efecto más dominante de este multiplicador fue el de la dispersión cuando se usó en dicha cobija, ya que la cobija contiene plomo, el cual es en sí un multiplicador, y este efecto sumado al del berilio disminuyó la tasa de cría. Además se observó que las cobijas no funcionan muy bien más allá de los primeros cinco centímetros de espesor, ya que el flujo neutrónico disminuye fuertemente en esta distancia por la propia captura del litio, y por lo tanto la función de cría es mínima más allá de este espesor.

Índice

	Pág.
Resumen	IX
Lista de figuras	XIII
Lista de tablas	XVI
Introducción	1
1. Fusión Nuclear.....	13
1.1 Confinamiento Magnético.....	18
1.1.1 Confinamiento Toroidal	21
1.2 Confinamiento Inercial.....	22
1.3 Fusión Híbrida	27
1.4 Fuente compacta de neutrones de fusión (CFNS).....	28
1.4.1 Justificación técnica.....	28
1.4.2 Descripción	30
2. Fisión Nuclear	33
2.1 Introducción	33
2.2 La Fisión Nuclear.....	34
2.3 Reactores	37
2.3.1 Tipos de reactores.....	42
2.3.2 Reactores Rápidos de Cría	44
2.4 El futuro de los reactores de fisión.....	47
3. Reactores Híbridos.....	49
3.1 Introducción	49
3.2 Principios Básicos	50
3.3 Motivación.....	52
3.4 Aplicaciones.....	53
3.4.1 Manejo de Residuos.....	53
3.4.2 La Cría del tritio	54
3.5 Multiplicadores de neutrones	59
3.6 Neutrónica	61
4. Metodología.....	62
4.1 Introducción	62
4.2 Trayectoria de la Partícula	63
4.3 Muestreo de la partícula.....	65
4.4 Descripción del código MCNPX 2.6.0	65
4.5 Cálculo de la criticidad.....	66

4.6	Estimación del error.....	67
4.7	Quemado.....	67
4.8	Computadora.....	70
4.9	Combustible.....	72
4.10	Modelo en MCNPX.....	73
5.	Resultados.....	74
5.1	Introducción.....	74
5.2	Análisis de resultados.....	76
5.3	Enriquecimiento.....	79
5.4	Los Multiplicadores.....	80
5.5	Espesor de la cobija.....	85
A.	Conclusiones:.....	99
	Referencias:.....	102

Lista de figuras

	Pág.
Figura 0-1: Consumo energético (1990-2008) [1].....	1
Figura 0-2: Panorama sobre el consumo energético en función de explosión demográfica [1].....	3
Figura 0-3: Generación mundial anual de electricidad [2].....	4
Figura 0-4: Producción de energía global [2].....	5
Figura 0-5: Anomalía en la temperatura del planeta [3].....	6
Figura 0-6: Porcentaje de generación de energía nuclear por país [2].....	7
Figura 1-1: Penacho solar: [4].....	13
Figura 1-2: Energía de enlace por nucleón en función de su masa atómica [5].	14
Figura 1-3: Energía del defecto másico [1].....	15
Figura 1-4: Fusión Deuterio-Tritio [1].....	16
Figura 1-5: Fusión Deuterio-Tritio y Deuterio-Helio 3 [1].....	16
Figura 1-6: Fusión Deuterio-Deuterio [1].....	17
Figura 1-7: Reactor CANDU [6], [7].....	18
Figura 1-8: a) ion y un electrón girando en un campo magnético.....	20
Figura 1-9: Inestabilidades en el plasma que.....	21
Figura 1-10: Stellarator [1].....	22
Figura 1-11: Confinamiento Inercial [1].....	24
Figura 1-12: Cámara esférica dentro de la cual se bombardea la cápsula de combustible, con 192 haces láser en NIF (National Institute of Fusión) [7].....	25
Figura 1-13: cilindro hohlraum (figura central) [7].....	26
Figura 1-14: Ablación de la cápsula [1].....	26
Figura 1-15: Las dos rutas para la ignición [8].....	27
Figura 1-16: Comparativa ITER-IGNITOR [8].....	30
Figura 1-17: Proceso de destrucción de residuos por el CFNS [10].....	31
Figura 2-1: Fisión $^{92}235\text{U}$ [9].....	34
Figura 2-2: Reacción de fisión del $^{92}235\text{U}$ [11].....	34
Figura 2-3: Curva de probabilidad de los fragmentos de fisión del Uranio 235 [12].....	36
Figura 2-4: Curva de probabilidad de los fragmentos de fisión dependiendo del material fisionado [12].....	36
Figura 2-5: Principales componentes de una planta de fisión [14].....	40
Figura 2-6: Principales componentes de un reactor de fisión [15].....	40
Figura 2-7: Reactor Triga Mark III para la investigación en el ININ [11].....	41
Figura 2-8: Reactor Phénix [12].....	45
Figura 2-9: Reactor Superphénix en Marcoule, Francia, apagado en el 2009 [16]...	46
Figura 2-10: Evolución de la tecnología nuclear [12].....	47

Figura 3-1: Compact Fusion Neutron Source (CFNS) [10]	49
Figura 3-2: Principales zonas en un reactor híbrido con cobija de cría	50
Figura 3-3: (a) Tokamak esférico (b) tokamak estándar [17]	51
Figura 3-4: (a) vista 3D y (b) 2D del CFNS con las dimensiones actuales usadas en las cálculos en MCNPX [10]	51
Figura 3-5: Salar de Uyuni [18]	55
Figura 3-6: Secciones eficaces del litio natural y litio ^{36}Li [19]	56
Figura 3-7: Funciones de la cobija de cría de tritio [19]	58
Figura 3-8: Secciones eficaces para las reacciones (3.9), (3.10), (3.12) y (3.13) [16].	60
Figura 3-9: Test Blanket Module (TBM) para ITER [19]	61
Figura 4-1: Dirección de la particular Figura 4-2: Trayectoria de la partícula en en coordenadas esféricas [15] el medio [15]	63
Figura 4-3: Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado	68
Figura 4-4: Modelo del CFNS en MCNPX	72
Figura 4-5: Modelo del CFNS en MCNPX	72
Figura 5-1: Canales de refrigeración en el HCCLL [2]	75
Figura 5-2: TBR en función del NWL [22] Figura 5-3: TBR en función del Gap [22]	75
Figura 5-4: Vista superior y lateral del modelo base del CFNS	76
Figura 5-5: Vista lateral del modelo con cobija en tapas, cilindro externo y columna	77
Figura 5-6: En esta gráfica se aprecia la generación de tritio	78
Figura 5-7: Li TiO_3 [8] Figura 5-8: Cama de esferas Li_4SiO_4 [8]	78
Figura 5-9: La cría generada por los dos tipos de cobija demostró que la mejor opción fue el Li_4SiO_4	79
Figura 5-10: Cría de tritio (Primeros casos con el modelo original del CFNS)	80
Figura 5-11: Modelo del CFNS con multiplicador de berilio	81
Figura 5-12: Cría de tritio para el caso de una placa con berilio	82
Figura 5-13: Las medidas de las placas multiplicadoras fueron tomadas con base en el modelo HCCB para ITER [8]	82
Figura 5-14: Detalle del modelo TBM con multiplicadores de Be-9 para ITER [8]	83
Figura 5-15: Modelo del MCNPX con las capas del multiplicador Be-9	83
Figura 5-16: Acercamiento sobre la vista lateral de la cobija que cuenta con las capas multiplicadoras con la geometría de la figura 5-17	84
Figura 5-17: Acercamiento sobre la vista superior de la cobija que cuenta con las capas multiplicadoras con la geometría de la figura 5-17	84
Figura 5-18: Cría de tritio con láminas de Be-9	85
Figura 5-19: Análisis de sensibilidad sobre la zona del cilindro en la cobija	86
Figura 5-20: Acercamiento sobre la zona del cilindro en la cobija	86
Figura 5-21: Acercamiento sobre la zona de la columna central (vista superior)	87
Figura 5-22: Acercamiento sobre la zona de la tapa inferior (vista lateral)	87

Figura 5-23: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (cilindro externo).....	89
Figura 5-24: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (Tapa inferior)	89
Figura 5-25: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (columna central)	90
Figura 5-26: Consumo del litio 6 (cilindro externo).....	91
Figura 5-27: Consumo del litio 6 (Tapa inferior)	91
Figura 5-28: Cría de tritio para las tres zonas de la cobija	92
Figura 5-29: Cría de tritio para las tres zonas de la cobija	93
Figura 5-30: Ajuste de la cría de tritio para las tres zonas de la cobija (función potencia)	93
Figura 5-31: Ajuste de la cría de tritio para las tres zonas de la cobija (función exponencial)	94
Figura 5-32: Cría del tritio a través del tiempo	95
Figura 5-33 Consumo de litio-6 a través del tiempo.....	95
Figura 5-34: Cría de tritio de todos los casos realizados	97
Figura 5-35: keff promedio de cada caso	97
Figura 5-36: Cría de tritio en cada caso	98

Lista de tablas

	Pág.
Tabla 1-1 Estado de los experimentos actuales	29
Tabla 2-1: Plantas nucleares en construcción y en operación en el mundo [13].	37
Tabla 2-1: Clasificación de los reactores de fisión [1]	42
Tabla 4-1: Parámetros de referencia del CFNS [21].	71
Tabla 5-1: Análisis de sensibilidad para la cobija del cilindro externo.	87
Tabla 4-3: Pasos de quemado	94
Tabla 5-3: Casos.	96

Introducción

Los países industrialmente desarrollados dependen de un abastecimiento adecuado de energía para mantener su estilo de vida. Usan energía para mantener calientes sus hogares; para producir, transporte, vender, y cocinar sus alimentos; para viajar al trabajo, los días de descanso, y visitar familia y amigos; y para manufacturar una vasto rango de bienes que son tomados para garantizar nuestro estilo de vida diario.

Durante el curso del siglo XX, el incremento en la abundancia de energía ha cambiado dramáticamente la manera en que la gente vive y trabaja en los países industrialmente desarrollados. La energía ha eliminado casi por completo los trabajos físicos intensivos del hombre en la agricultura, minería, y en la fábricas que anteriormente reducían la calidad de vida y en muchos casos dañaban la salud. La abundancia energética ha provenido de la quema de los ampliamente disponibles hidrocarburos tales como carbón, aceite, y gas. Pero la situación es muy diferente en los países en vías de desarrollo, donde miles de millones de personas apenas tienen la suficiente energía para sobrevivir, dejando de lado la mejora en su estándar de vida. En la actualidad cada persona en los países en vías de desarrollo usa menos de un décimo de la energía que utiliza una persona que vive en un país industrializado (ver Figura 0-1) y dos mil millones de personas, casi un tercio de la población mundial viven sin electricidad [1].

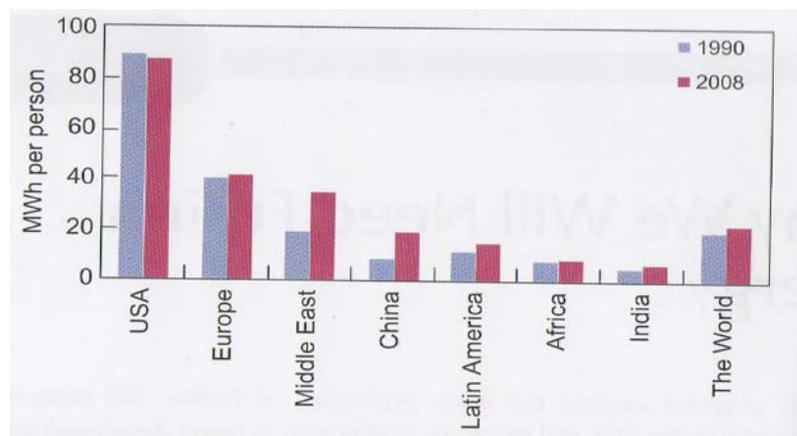


Figura 0-1: Consumo energético (1990-2008) [1].

En los últimos cien años, el comercio internacional y la población mundial se ha incrementado más rápidamente que nunca antes, pero sobretodo el promedio de consumo anual se ha elevado más de diez veces. La mayoría de la producción comercial y consumo energético se ha generado en los países industrializados. Sin embargo la mayor parte del crecimiento poblacional se ha dado en los países en vías de desarrollo. Le llevó decenas de siglos a la población mundial alcanzar mil millones (alrededor de 1820), y sólo 100 años para doblar esta cantidad (1925), y tan solo 50 años para doblar otra vez esta cantidad a 4 mil millones (alrededor de 1975). La ONU anunció en Octubre del 2011 que la población mundial había alcanzado ya los 7 mil millones y se espera alcanzar los 8 mil millones para el año 2025. Asumiendo que no existan catástrofes de proporciones mayores, la población mundial estaría cerca de los 10 mil millones para el año 2050 [1]. Si la población de los países desarrollados pretende alcanzar un nivel de prosperidad, entonces sus necesidades energéticas tendrán que ser cubiertas. Encontrar formas de reducir las demandas de energía y hacer un uso más eficiente de ésta son importantes pasos para reducir la demanda global, tienen la misma importancia que el encontrar nuevas fuentes de energía. De cualquier forma si asumimos que la población de los países industrializados reducirá drásticamente la cantidad de energía que usarán, digamos optimistamente a la mitad del nivel actual y al mismo tiempo, hacer frente al crecimiento previsto de la población requerirá un gran aumento de la energía mundial.

Muchos estudios se han desarrollado sobre el incremento de la población mundial y la demanda energética, todos llegan a las mismas conclusiones. De acuerdo con la Agencia Internacional de Energía basado en París, después de la reciente recesión actual económica, la demanda global por energía comenzó a elevarse a partir del 2010 y actualmente se espera que crezca a una razón del 1.5% cada año, hasta el año 2030 lo cual corresponde a un incremento del 30% durante las siguientes dos décadas (ver figura 0-2). Las proyecciones a largo plazo son tomadas de "Global Energy Perspectives to 2050 and Beyond" un reporte producido por The World Energy Council en colaboración con el International Institute of Applied Systems [1].

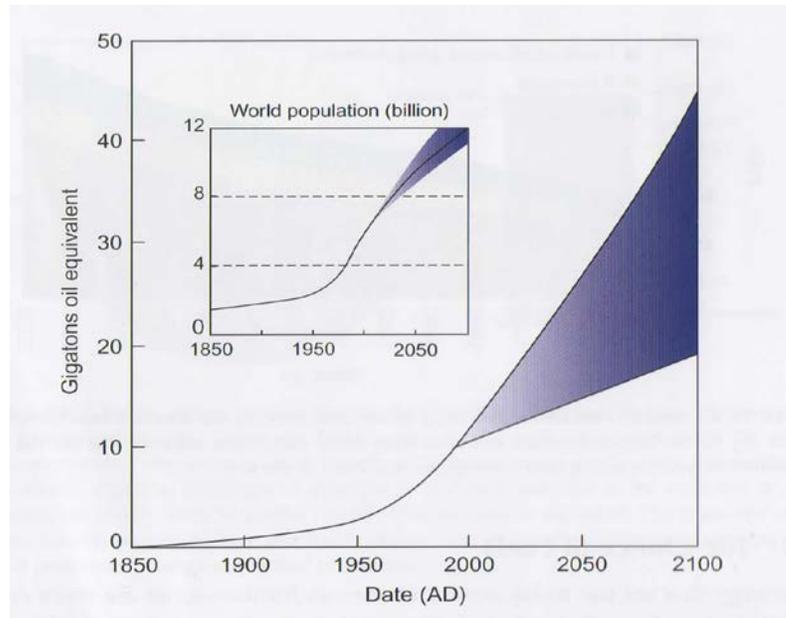


Figura 0-2: Panorama sobre el consumo energético en función de explosión demográfica [1].

El mensaje sobre el anterior escenario es claro, el mundo usará más y más energía. Para finales del siglo XXI, la población mundial utilizará tanta energía en periodos tan cortos como 10 o 20 años como la humanidad ha usado desde el principio de la civilización hasta el presente día. Tendremos que considerar qué reservas y qué tipos de combustibles estarán disponibles para alcanzar las demandas de energía.

La Elección de los Combustibles

La energía que usamos actualmente viene en varias formas, algunas son más convenientes que otras para un propósito particular, tal como el calentamiento o el transporte. La electricidad es una forma importante de energía porque es limpia y flexible y puede ser empleada en un amplio rango de maquinaria sofisticada, incluyendo dispositivos como computadoras. Históricamente, la tasa de crecimiento de electricidad ha superado por mucho a otras formas de energía, y la demanda de electricidad crece a la par de la modernización y desarrollo de la economía de las naciones.

El promedio general neto de la eficiencia de las plantas de potencia ronda el 33%, en otras palabras, usamos tres unidades de energía primaria para generar una unidad de energía eléctrica. En el mundo entero, alrededor del 67% de la electricidad es generada por combustibles fósiles, alrededor del 16% proviene de plantas hidroeléctricas, y cerca del 14% de las plantas nucleares. Las formas renovables de energía (geotérmica, eólica, solar, y de combustibles reciclados) aún continúan siendo una fracción muy pequeña, de alrededor del 0.6% en 1973, pero ha crecido al 2.8% para el 2008 [1].

La biomasa aporta alrededor del 10% al consumo mundial de energía (ver Figura 0-3). Se tiene la creencia de que al ser combustibles “verdes” y renovables no tienen problema, pero el uso excesivo de éstos ha sido un serio problema de deforestación de muchos bosques en muchas partes del mundo.

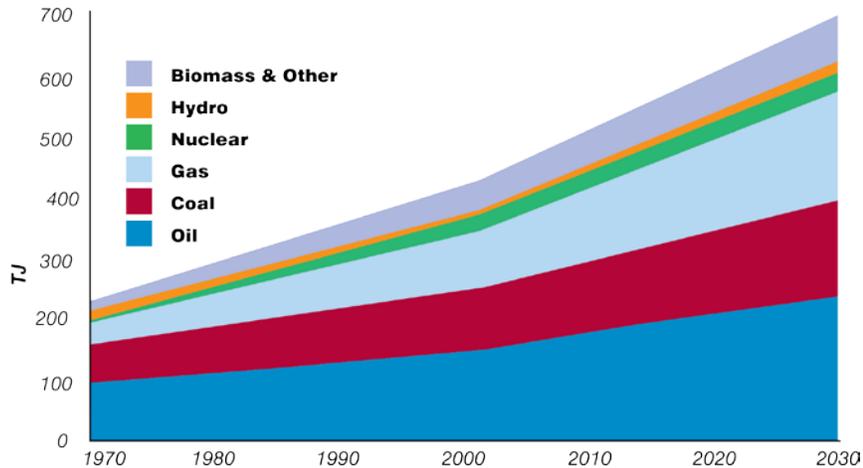


Figura 0-3: Generación mundial anual de electricidad [2].

La organización mundial de la salud estima que alrededor de 2 millones de personas mueren cada año como resultado de inhalar humo proveniente de los combustibles de la biomasa usados para cocinar a puerta cerrada [1].

Las reservas probadas de petróleo se estiman que durarán alrededor de 20 a 40 años a la tasa actual de consumo [1]. Se asume ampliamente que reservas de petróleo están esperando a ser descubiertas. Pero estudios recientes tienen una visión mucho más pesimista. Para mantener la paz con la siempre creciente demanda, nuevos campos de petróleo tendrán que ser descubiertos en el futuro y una tasa más rápida que nunca antes, pero muchos lugares adecuados sobre la tierra ya han sido explorados intensivamente. Al menos todos los de fácil acceso ya han sido descubiertos (pero no todo el gas natural) y estamos cerca de haber usado la mitad de las reservas mundiales de dichos combustibles. Si este escenario demuestra ser cierto habrá una seria escasez de petróleo y alzas en los precios comenzarán dentro de esta o la siguiente década. Las reservas mundiales de carbón son enormes en comparación y están estimadas en 860 mil millones de toneladas, suficiente para durar 100 años a la tasa de consumo actual [1]. Un punto atractivo del carbón es que se encuentra bien distribuido geográficamente. Mientras que la mayor parte del petróleo se encuentra en algunos países solamente, haciéndolo muy vulnerable a factores políticos y a fluctuaciones de precio. La situación actual de la producción energética se encuentra ilustrada en la figura 0-4. Se encuentran grandes cantidades de carbón en China e India y ambas naciones están incrementando

su uso para ayudar a mitigar su creciente demanda energética. La producción mundial de carbón se ha duplicado en la década pasada de 3 mil millones de toneladas por año a 6 mil millones de toneladas en el 2009 y la mayor parte de este incremento se ha dado en China, quien ahora cuenta con la mitad de la producción y consumo de carbón.

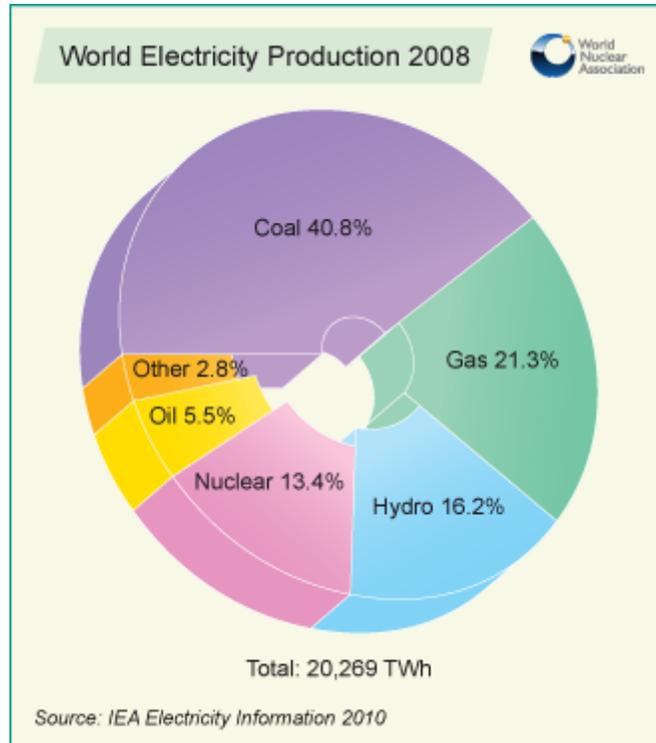


Figura 0-4: Producción de energía global [2].

Sin embargo, mucho antes de que las reservas de combustibles fósiles se agoten, habrá graves problemas ambientales debido a su quema a tasas que se incrementan como nunca antes. Existen fuertes argumentos en contra de seguir permitiendo el uso de combustibles fósiles, y en particular el carbón. La quema de combustibles fósiles produce dióxido de carbono y en el año 2008 cerca de 30 mil millones de toneladas de dióxido de carbono fueron liberadas a la atmósfera, esto corresponde en promedio a más de cuatro toneladas por año por persona en el planeta y la cantidad se va incrementando año con año. Las emisiones de dióxido de carbono se han incrementado al doble entre los años de 1973 y 2008. En China en un periodo de 35 años las emisiones anuales se han incrementado en un 750%. Desde el comienzo de la revolución industrial, la quema de combustibles fósiles ha contribuido a un incremento en la concentración de dióxido de carbono dentro de la atmósfera de 280 ppm (partes por millón) en el año de 1750 a 392 ppm en el 2011 [1].

El dióxido de carbono (junto con otros gases, como vapor de agua, metano, óxido nítrico, y ozono) generan un efecto invernadero en la atmósfera. Sin estos gases la

temperatura promedio de la Tierra sería de 33°C más fría, así que a una concentración óptima estos gases tienen un efecto benéfico.

Pero el incremento de los gases de efecto invernadero en la atmósfera está generando que la tierra se caliente, lo cual tiene efectos dramáticos en la Tierra y en los niveles del océano. Esto es el calentamiento global, probablemente el problema ambiental más devastador que la humanidad ha generado por sí misma y el más difícil de resolver. El proceso y los efectos no están en duda, todo lo que resta es estimar por cuánto más la tierra continuará calentándose y cuánto tiempo más tenemos antes de tomar medidas drásticas. Distintos laboratorios a nivel internacional han medido la temperatura promedio en los últimos 150 años (ver Figura 0-5). Los gobiernos del mundo deben de empezar a reconocer que el cambio climático es una cuestión seria. El Protocolo de Kioto de 1997 y el subsecuente acuerdo de Copenhague en el 2009 han trazado planes para reducir las emisiones de carbono, pero si estos planes son suficientes y si van a ser implementadas plenamente aún no se ha visto.

Quemar combustibles fósiles causa otras formas de daño al medio ambiente, incluyendo la lluvia ácida, la cual ya se encuentra afectando a muchos ríos, lagos, y bosques, y la contaminación que daña a la salud de las personas. El carbón es particularmente malo porque contiene muchas impurezas (como sulfuros) esto causa contaminación y también porque libera más gases de efecto invernadero por unidad de energía que el petróleo o el gas natural. Una medida a mediano plazo que fue implementada en Europa en la década pasada fue el sustituir el carbón por gas natural. Pero ésta no es una medida de largo plazo, quemar gas natural también produce gases de efecto invernadero, y el abastecimiento de gas natural es limitado, en el mejor de los casos sólo recorre el problema unos pocos años más.

Sin embargo a escala global, el cambio del combustible para la generación de electricidad en Europa y en cualquier otra parte está siendo compensado por el gran incremento en otros países, especialmente China, donde nuevas plantas generadoras alimentadas por carbón están siendo puestas en marcha cada semana.

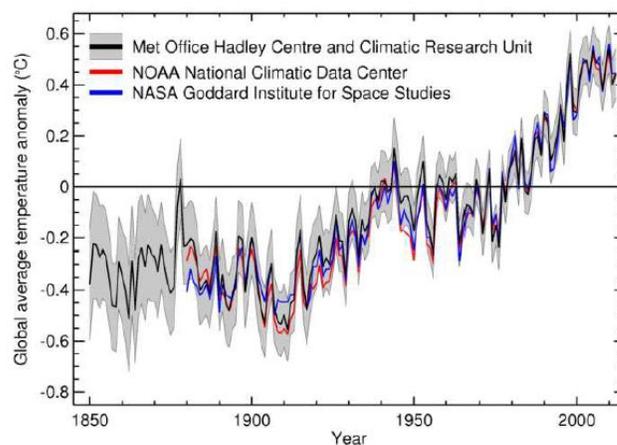


Figura 0-5: Anomalía en la temperatura del planeta [3].

La captura de carbono implica el remover el dióxido de carbono emitido por la planta de potencia y almacenarlo de tal forma que no entre en contacto con la atmósfera. Pero la captura de carbono es nueva y es una tecnología aún en desarrollo, además se desconoce mucho acerca de su seguridad a largo plazo y sus efectos ambientales.

La energía nuclear en la etapa de generación es limpia y no produce dióxido de carbono, por lo tanto no contribuye al calentamiento global. Unas cuantas décadas atrás parecía no haber duda sobre que ésta sería la fuente de energía del futuro y sería la mayor fuente de generación eléctrica. Francia siguió esta ruta y ahora genera cerca del 80% de su electricidad con plantas de energía nuclear (ver Figura 0-6), mientras que Japón había alcanzado alrededor del 30%, antes del incidente de Fukushima. Estados Unidos es el más alto en términos de la generación energética nuclear total (en número de reactores operando), a pesar de ello este porcentaje corresponde tan solo al 20% de su producción de electricidad [1]. Durante la década de 1970 a 1980, las órdenes de construir nuevas plantas nucleares disminuyeron dramáticamente a la par de que se elevaban los costos de construcción (largamente extendidos debido a las nuevas regulaciones y el litigio por los grupos opositores a todo lo nuclear) combinado con los precios a la baja de los combustibles fósiles convirtieron a las plantas nucleares menos atractivas económicamente.

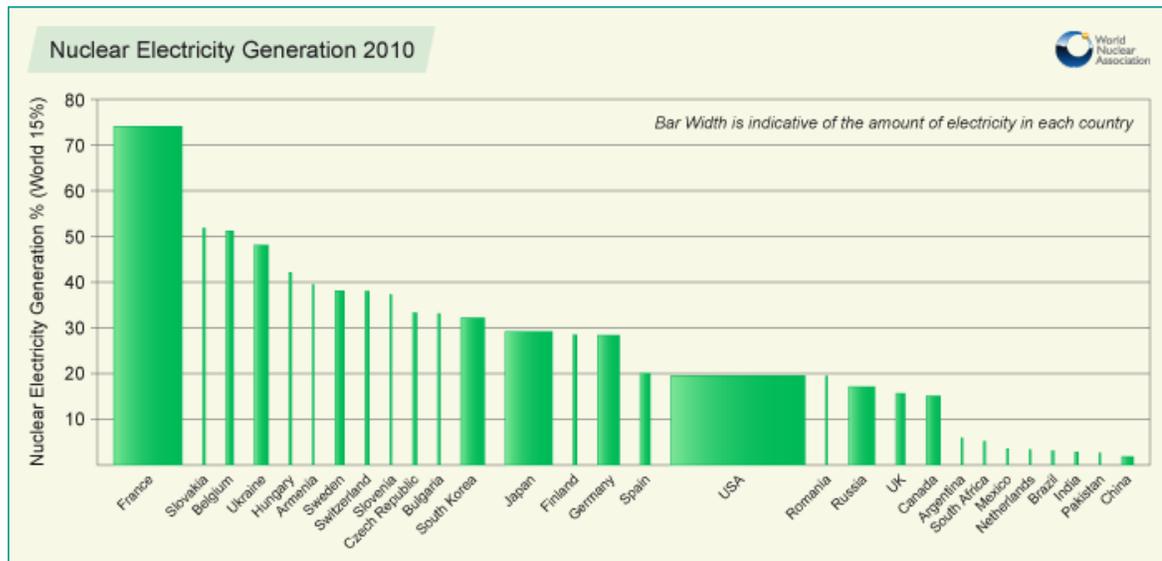


Figura 0-6: Porcentaje de generación de energía nuclear por país [2].

La perspectiva para la energía nuclear parece haberse vuelto más positiva desde hace unos pocos años, muchos países se han dado cuenta que necesitan comenzar a reemplazar sus plantas de energía nuclear que están cerca del final de sus vidas útiles. También se han dado cuenta de que las fuentes de energías renovables no pueden ser

desarrolladas e introducidas con la velocidad suficiente para llenar el vacío que dejarán las antiguas plantas nucleares. Además el construir nuevas plantas de generación eléctrica que utilicen combustibles fósiles se contraponen con los compromisos de reducir las emisiones de carbono. A pesar de esto, el accidente en Fukushima, Japón, en el año del 2011 ha generado un replanteamiento sobre las políticas de la energía nuclear en el mundo entero; Alemania ya ha decidido cerrar todas sus plantas nucleares para el año 2022

La energía nuclear es incuestionablemente controversial pero es una fuente de energía sustentable que no emite gases de efecto invernadero, que es más segura (quizá aún más) que otras fuentes de energía y es la única tecnología libre de carbono que puede impactar el calentamiento global en la escala de tiempo requerida. Los oponentes argumentan que posee riesgos inaceptables para la gente y el medio ambiente. La oposición es manejada principalmente por la emoción, pero queda por ver si el riesgo relativamente pequeño de la energía nuclear será más aceptable que el mucho más grande riesgo de la amenaza del calentamiento global.

La tecnología de fisión nuclear se encuentra en un estado muy avanzado y muy desarrollada en comparación con sus inicios. Los reactores de generación III+ y los de generación IV traen consigo grandes ventajas, serán más confiables, económicos y seguros; optimizarán los procesos de producción eléctrica, y permitirán su aplicación en procesos de alta temperatura como en la fabricación de hidrógeno. Uno de los aspectos que requiere mayor investigación y desarrollo es la disposición final de los residuos nucleares de alto nivel. Para esto el reactor nuclear híbrido fusión-fisión propone una solución ya que transmuta los actínidos con ayuda los neutrones provenientes del plasma y del combustible de fisión a elementos con una actividad que dura mucho menos que si éstos no fuesen tratados. Además de esto, el modelo de reactor que se presenta en esta tesis posee un recubrimiento externo al toroide de fusión que se le conoce como cobija por su nombre en inglés: *blanket* y este elemento permite que el propio reactor genere su combustible (de fusión) al transmutar elementos como el litio principalmente a tritio que es clave en la reacción de fusión.

El campo de la fusión nuclear no es nuevo. Desde la década de los años 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 reactores, que incorporan distintos diseños y distintas tecnologías; todas tienen sus ventajas y desventajas.

La fusión termonuclear pura podría ser una fuente de energía que resolvería los problemas de abastecimiento energético de la humanidad, el inconveniente es que se encuentra aún en fase de investigación; así que aún no se sabe con precisión el tiempo en que los reactores comerciales de este tipo estarán en funcionamiento. Una evaluación independiente en el año de 1996 por la Comisión Europea concluyó que sobre la base de los progresos realizados hasta el momento, el objetivo de una central de fusión comercial

parece ser "un objetivo exigente, pero razonablemente alcanzable" [1]." Tomará cuando menos 30 años para alcanzar esta etapa.

Paralelamente a la construcción de Reactor Experimental Termonuclear Internacional (originalmente ITER, por sus siglas en inglés, y actualmente Iter que se traduce del latín como "el camino"), será necesario construir fuentes de neutrones basadas en plasmas, que en primera instancia servirán para el desarrollo de los materiales que se necesitan para el futuro, y servirán para diseñar los cobertores necesarios para la recuperación de la energía, y cría de tritio necesario como combustible. El siguiente paso es la planta de demostración (DEMO), cuyas especificaciones serán más demandantes. Si DEMO será sólo un paso intermedio entre iter y una planta comercial de potencia aún existen cuestiones difíciles por contestar antes de que su diseño sea finalizado. Una consideración importante es decidir en qué parte del rango del desarrollo entre Iter y una planta comercial deberá ubicarse a DEMO. Si el diseño es muy cercano a Iter, se necesitarán de etapas intermedias para lograr la fusión comercial, si se pretende que DEMO posea una tecnología muy superior a la de Iter entonces su construcción se verá retrasada.

De cualquier forma, el desarrollo de las fuentes de neutrones puede jugar un papel importante en el ciclo de combustible de los reactores de fisión. Es en este contexto que se trabaja con el concepto híbrido del reactor de fusión-fisión basado en la experiencia que se tiene con 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 de 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 [1].

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, 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 híbrido fusión-fisión en el cual los neutrones rápidos se generan en una fuente de fusión compacta de alta densidad (compact fusion neutron source, CFNS) rodeada de una región de fusión subcrítica. Utiliza Deuterio-Tritio como fuente principal de neutrones y como combustible en la región de fisión subcrítica puede utilizar transuránicos obtenidos del reprocesamiento y

reciclado del combustible gastado de los reactores de agua ligera actuales. El propósito de esta tesis es elaborar modelos sencillos con el código MCNPX, y simular un dispositivo CFNS en condiciones normales de operación, modificando el tipo de cobija, utilizando litio en combinación con distintos elementos para la cría del tritio y probando distintas configuraciones geométricas, todo esto con la finalidad de analizar las cantidades producidas de tritio y lograr una tasa de cría de tritio (Tritium Breeding Rate, TBR) mayor a 1 con respecto a su consumo, a la vez que se analizará la cantidad necesaria de material en la cobija para lograr este resultado. Para ello, se siguió la secuencia de actividades que se describen en los capítulos siguientes de esta tesis:

En el Capítulo 1 se presenta a la fusión nuclear y la tecnología de los reactores de fusión en investigación actualmente, en particular del CFNS. En el Capítulo 2 se aborda un panorama muy general sobre los reactores nucleares de fisión. En el Capítulo 3 se trata el tema de los reactores híbridos.

La metodología de Monte Carlo utilizada en esta tesis y el código MCNPX son descritos en el Capítulo 4, así como el modelo CFNS desarrollado. Los resultados obtenidos y su análisis comprenden el tema del capítulo 5. Finalmente, se presentan las conclusiones.

1. Fusión Nuclear

La Fusión nuclear es un proceso físico que como su nombre lo indica es la unión de dos núcleos atómicos para formar uno solo, se genera de forma natural en las estrellas debido a las altísimas presiones gravitacionales que generan fuerzas aún mayores que las de la repulsión coulombiana. En nuestra estrella, el sol, (ver Figura 1-1) se generan penachos solares que poseen varias longitudes de onda. Cada longitud de onda representa el material en diferentes temperaturas, ayudando a los científicos a entender cómo se mueven y se calientan dichos materiales a través de estos eventos. La siguiente imagen se tomó el 1 de Enero del 2014.



Figura 1-1: Penacho solar: [4]

Lo que hace peculiar la fusión de dos núcleos es la naturaleza de las fuerzas que mantienen unidos a sus componentes, los protones y los neutrones, a los que genéricamente se les conoce como nucleones.

Resulta que la fuerza nuclear tiene la particularidad de ser muy intensa pero de corto alcance, es decir solamente cuando nucleones se encuentran muy próximos sienten la atracción mutua, en cuyo caso esta fuerza domina cualquier otra fuerza presente (como la repulsión eléctrica entre protones).

Cuando un nucleón está rodeado de otros nucleones siente una fuerza neta que es la suma de la fuerza ejercida por cada nucleón por separado y si quisiéramos arrancar este componente del núcleo necesitaríamos darle una energía suficiente para vencer esta fuerza neta. A la energía mínima necesaria para hacerlo se le conoce como energía de enlace. Al aumentar de tamaño el (es decir el número de nucleones) la energía de enlace va creciendo debido a que hay más nucleones ejerciendo atracción, pero debido al corto alcance sólo los nucleones más cercanos contribuirán de manera significativa. Por esta razón, el aumento en la energía de enlace es muy pronunciado cuando se comienza a aumentar de tamaño un núcleo pequeño y a medida que se sigue agregando partículas su efecto es cada vez menor porque están más distantes, lo cual hace que la energía de enlace casi no aumente (ver Figura 1-2). Así que para los núcleos más pesados la energía de enlace es prácticamente la misma y son más fáciles de romper que los ligeros.

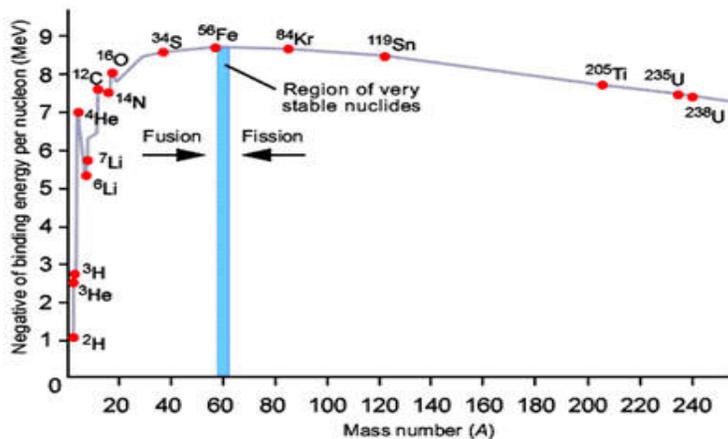


Figura 1-2: Energía de enlace por nucleón en función de su masa atómica [5]

Debido a que la fuerza nuclear de corto alcance (fuerza nuclear fuerte) ya casi no se siente entre los nucleones más alejados en un núcleo pesado, el efecto de la fuerza eléctrica (fuerza nuclear débil) se empieza a hacer sentir, aunque es mucho más débil, es de muy largo alcance. La fuerza eléctrica o de Coulomb es repulsiva por tratarse de partículas cargadas del mismo signo y por lo tanto se opone a la fuerza nuclear fuerte, disminuyendo así ligeramente la energía de enlace. Cuanto mayor es el número de

protones mayor es la fuerza de Coulomb, lo que explica la disminución de la energía de enlace al aumentar la masa nuclear. Experimentalmente se ha demostrado que las masas de los núcleos atómicos no aumentan de manera uniforme conforme se avanza en la Tabla Periódica de los Elementos. Por ejemplo, la masa de un núcleo de helio que está formado por dos protones y dos neutrones, es menor que si se sumaran las masas individuales de dos protones y de dos neutrones; igualmente resulta menor que la suma de las masas de dos núcleos de deuterio (un neutrón y un protón). El ingrediente adicional que se necesita es la famosa equivalencia entre la masa y la energía que encontró Einstein en su teoría de la relatividad: $E = mc^2$. Una pequeña masa equivale a una cantidad de energía muy grande dado que la velocidad de la luz es enorme $c^2 = 9 \times 10^{16} \text{ m}^2/\text{s}^2$. La diferencia de las masas se debe a que ha empleado parte de ellas en la energía necesaria para unir a los nucleones (ver Figura 1-3).

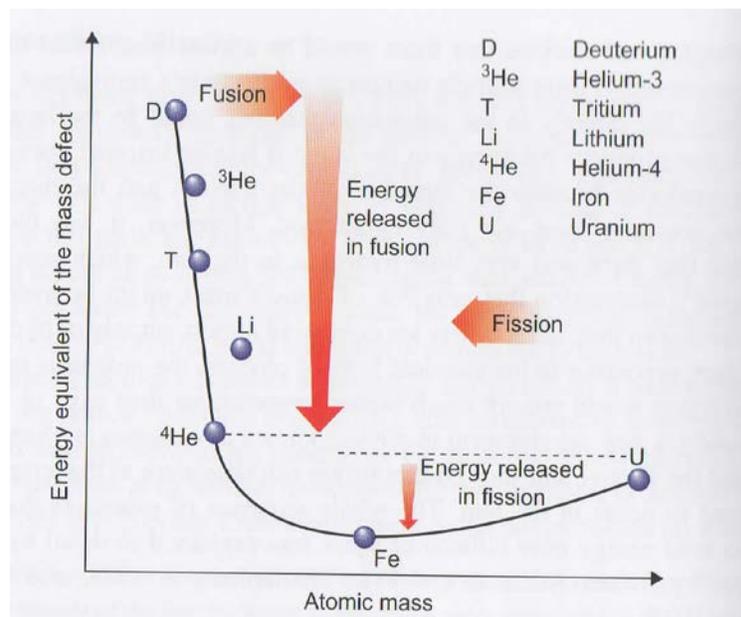


Figura 1-3: Energía del defecto másico [1]

Es en este punto donde comienzan las dificultades técnicas debido a que todos los núcleos están cargados eléctricamente con signo positivo. Para poder unir dos núcleos hay que vencer la fuerza de repulsión que ejercen entre sí para lo cual debe invertirse bastante energía. Dicha energía puede ser utilizada como un suministro inagotable para la humanidad. A pesar de que ha habido gran esfuerzo y por consiguiente un número significativo de instalaciones de investigación y desarrollo establecidos, en particular sobre la energía de fusión por confinamiento magnético (MFE) y la energía de fusión por confinamiento inercial (IFE), los problemas técnicos pendientes hacen que en este momento sea imposible predecir cuándo se dará la penetración comercial de reactores de fusión en el mercado de la energía.

La reacción óptima para producir energía por fusión es la del deuterio y tritio debido a su elevada sección eficaz, por ello, la más usada en las pruebas experimentales [1]

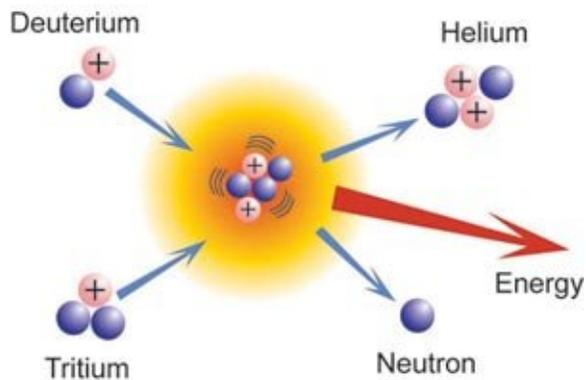


Figura 1-4: Fusión Deuterio-Tritio [1]

La mezcla del combustible en el DT se genera a menor temperatura que otras reacciones de fusión, pero tiene la desventaja que produce neutrones que dañan las estructuras adyacentes y las convierten en radioactivas.



Se ha generado un gran interés tratando de evitar estos neutrones usando la reacción de fusión entre el deuterio y un isotopo más ligero del helio, el He3, la cual produce un protón y He4

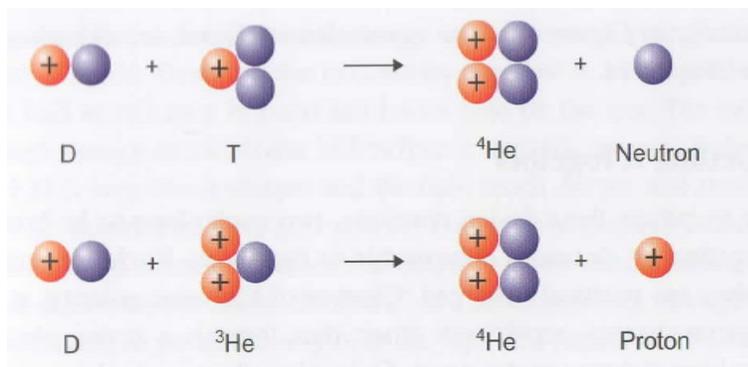


Figura 1-5: Fusión Deuterio-Tritio y Deuterio-Helio 3 [1]

La reacción del $D\text{-}^3_2\text{He}$ requiere de una temperatura de alrededor de 700 millones de grados y el plasma perderá su energía mediante dos tipos de radiación (conocidas como “bremsstrahlung” y radiación de sincrotrón) Esto en general no es un problema para temperaturas por debajo de los 200 millones de grados centígrados, que son las necesarias para la reacción D-T, también requiere de presiones y densidades de plasma mucho mayores, por esto queda muy lejos de nuestras expectativas para cualquier sistema de confinamiento magnético actual.

El ^3_2He no es un isótopo que se encuentre naturalmente en la tierra y es muy caro de manufacturar.

Otra reacción que resulta atractiva es la D-D ya que el combustible estaría disponible además de ser “inagotable” pero las condiciones que requiere dicha reacción son aún más demandantes que las de $D\text{-}^3_2\text{He}$.

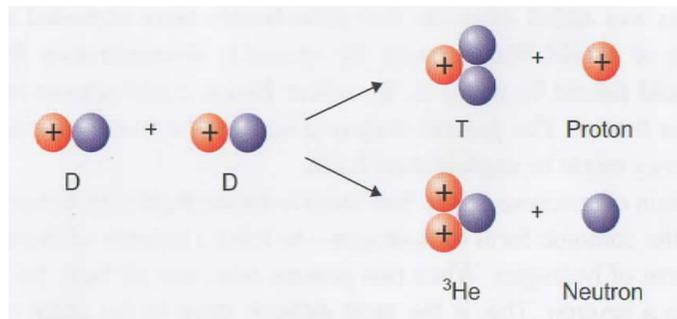
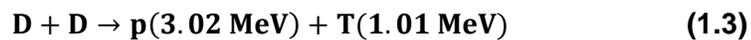
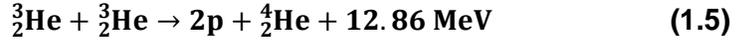


Figura 1-6: Fusión Deuterio-Deuterio [1]

Existen dos canales en la reacción D-D que ocurren con la misma probabilidad. Una de estas reacciones produce un protón y tritio, la otra un neutrón y ^3_2He . El tritio y el ^3_2He producido en estas reacciones D-D reaccionarán rápidamente vía D-T y $D\text{-}^3_2\text{He}$ de las cuales ya hemos comentado los detalles, además ambas ramas de la reacción producen neutrones y el problema por lo tanto no es evitado, quizá las generaciones futuras puedan explotar estas reacciones. . Por otra parte, la energía producida en estos casos es menor. De cualquier forma, en una mezcla de $D\text{-}^3_2\text{He}$ se puede esperar que ocurran algunas reacciones D-D en proporciones pequeñas.

Existen otras dos reacciones de fusión que evitan la producción de neutrones:



Sin embargo, la tasa de reacción de estas es tan pequeña que hay muy pocas esperanzas que lleguen a ser usadas por plantas de fusión.

Un requerimiento común en las plantas generadoras de potencia por fusión (ambos casos: confinamiento inercial y magnético) basadas en la reacción D-T es la necesidad de cría del combustible tritio. Pequeñas cantidades de tritio están disponibles en los reactores de fisión (especialmente del reactor Canadiense CANDU), y pueden ser usadas para iniciar un programa de fusión; posteriormente, cada planta tendrá que ser autosuficiente en la cría de sus propios suministros.

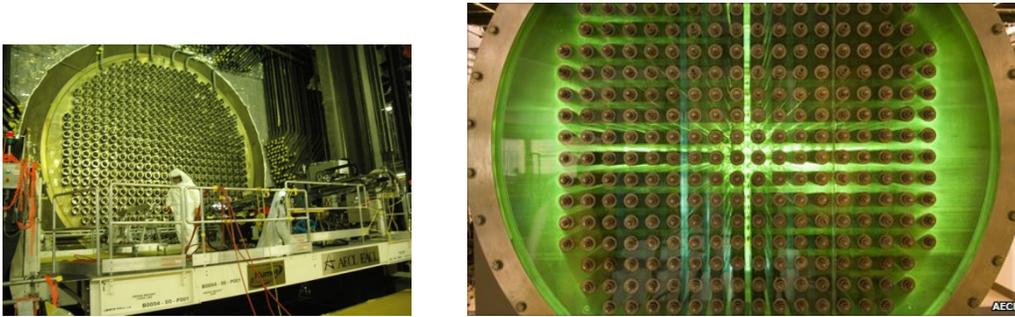


Figura 1-7: Reactor CANDU [6], [7]

1.1 Confinamiento Magnético

El confinamiento magnético consiste en mantener el material a fusionar con un campo magnético mientras se le hace alcanzar la temperatura y presión necesarias. El hidrógeno a estas temperaturas alcanza el estado de plasma. Los primeros modelos magnéticos, americanos, conocidos como Stellarator generaban el campo directamente en un reactor toroidal, con el problema de que el plasma se filtraba entre las líneas del campo.

Los ingenieros rusos idearon un este modelo diferente dando paso al Tokamak en el que una bobina como inductor primario produce el campo sobre el plasma, aprovechando que es conductor, y utilizándolo de hecho como un embobinado secundario. Además la

resistencia eléctrica del plasma lo calienta. Sin embargo, el mayor reactor de este tipo es el JET (toroide europeo conjunto) que no ha logrado mantener una mezcla a la temperatura (1 millón de grados) y presión necesarias para que se mantuviera la reacción.

Se ha iniciado la creación de un reactor mayor, el ITER uniendo el esfuerzo internacional para lograr la fusión. Aun en el caso de lograrlo seguiría siendo un reactor experimental y habría que construir otro prototipo para probar la generación de energía, el llamado proyecto DEMO [21].

Descripción física del Confinamiento Magnético

Una partícula cargada en un campo uniforme se mueve libremente en dirección paralela al campo, pero existe una fuerza en la dirección transversal que obliga a la partícula a realizar órbitas circulares. El movimiento combinado de la partícula da como resultado una espiral a lo largo de la dirección del campo magnético. El radio transversal de la órbita helicoidal es conocido como el radio de Larmor ρ (también llamada como el radio de ciclotrón), y éste depende de la carga de la masa, y de la velocidad de la partícula como también de la fuerza del campo magnético.

El radio de Larmor de un electrón (en metros) es

$$\rho_e = 1.07 \times 10^{-4} T_e^{0.5} / B \quad (1.7)$$

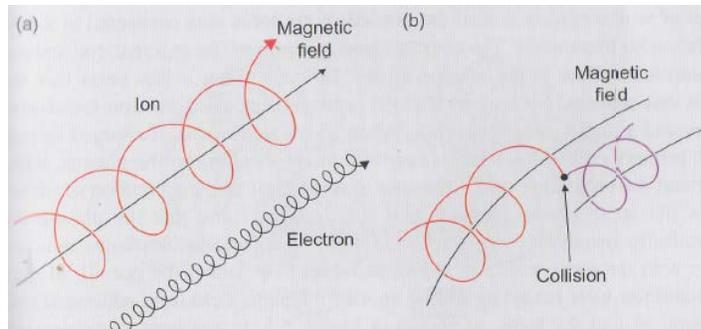
donde T_e es la temperatura en Kilo-electrón-volts, y B es el campo magnético en teslas. Un ion con número de atómico Z y masa A tiene un radio de Larmor

$$\rho_i = 4.57 \times 10^{-3} \left(\frac{A^{0.5}}{Z} \right) T_i^{0.5} / B \quad (1.8)$$

Así por ejemplo, la órbita de un ion de deuterio es 60 veces más mayor que la de un electrón a la misma temperatura y campo magnético.

Así como en una mezcla de gases donde la presión es la suma de las presiones parciales de todos los constituyentes, un plasma caliente ejerce presión hacia afuera que es la suma de las presiones cinéticas de los electrones y iones; así

$$P = n_e k T_e + n_j k T_i \quad (1.9)$$



**Figura 1-8: a) ion y un electrón girando en un campo magnético
b) cuando el ion es golpeado se desplaza a una nueva órbita [1].**

donde $k = 1.39 \times 10^{23} \text{ j/k}$ o $1.6 \times 10^{-16} \text{ j/keV}$, es la constante de Boltzman. Por simplicidad podemos tomar a $n_e = n_i$ y $T_e = T_i$, pero esto no es siempre posible. En el confinamiento magnético, la presión que ejerce el plasma hacia los alrededores tiene que ser balanceada con una fuerza hacia el interior y es conveniente pensar en el campo magnético como una presión que se está ejerciendo igual a $B^2 = 2\mu_i$ donde B es la fuerza del campo magnético en Teslas, y $\mu_0 = 4\pi \times 10^{-7} \text{ H/m}$ es la permeabilidad del espacio libre. La relación entre la presión que ejerce el plasma y la presión del campo magnético está dada por $\beta = 2\mu_0 P/B^2$. Han existido muchos intentos para desarrollar configuraciones del confinamiento magnético con $\beta \approx 1$ pero las rutas más exitosas para la fusión, tokamaks y stellarators requieren para la estabilidad valores aún mas bajos de β , típicamente solo un pequeño por ciento.

En un sistema de confinamiento magnético ideal, las partículas cargadas pueden cruzar el campo magnético sólo como resultado de la colisión con otras partículas. Las colisiones causan que las partículas sean desplazadas de sus órbitas originales hacia nuevas órbitas, y la longitud característica de paso radial es del orden del radio de Larmor. Una colisión puede causar que una partícula se mueva aleatoriamente, hacia afuera o hacia adentro, pero en la densidad de las partículas existe un gradiente; hay una difusión neta hacia afuera.

El coeficiente de difusión tiene la forma ρ^2/t_c , donde t_c es el tiempo característico entre colisiones. Es de esperar que los iones con órbitas significativamente más grandes que los electrones se dispersen mucho más rápido que los electrones. Pero para esperar esto la condición es que el plasma permanezca neutro. Un campo magnético radial es ajustado con la finalidad de impedir la tasa de difusión del campo transversal de los iones así que esto concuerda con el de los electrones y es conocido como el efecto ambipolar.

1.1.1 Confinamiento Toroidal

Los primeros dispositivos de confinamiento magnético fueron desarrollados en el Reino Unido durante los últimos años de la década de 1940. Estos fueron impulsos toroidales los cuales intentaban confinar el plasma con campo magnético poloidal fuerte y puro producido por una corriente de plasma toroidal. Con una corriente lo suficientemente fuerte el campo comprimiría al plasma alejándolo de las paredes. Pero este planteamiento probó ser seriamente inestable, el plasma serpenteaba en forma de rizos o era comprimido a semejanza de una cadena de salchichas (Figura 1-8). Una mejora adicional se encontró cuando este campo toroidal se invirtió en dirección hacia fuera del plasma, una configuración conocida ahora como RFP, por sus siglas en inglés Reverse Field Pinch.

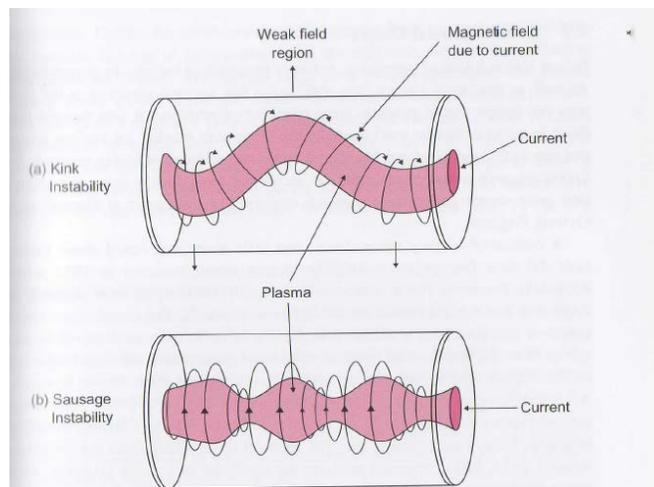


Figura 1-9: Inestabilidades en el plasma que “serpentea” en un confinamiento magnético
a) inestabilidad de rizado
b) inestabilidad de salchicha [1].

Inicialmente el campo invertido ocurre de manera espontánea, pero actualmente es inducido deliberadamente. El potencial de trabajar a altas β plantearía una gran ventaja en el RFP, pero la buena energía para el confinamiento ha probado ser elusiva.

La segunda ruta para el enfoque toroidal es el “stellarator” inventado por la universidad de Princeton en los años 50's. El stellarator es un reactor experimental para fusión por confinamiento magnético. El campo magnético que ha de confinar el plasma requiere una componente toroidal y otra poloidal para evitar los efectos de deriva magnética, que aparecen principalmente por la existencia de un gradiente transversal de campo magnético y por la curvatura de las líneas de campo.

Es precisamente en la forma de crear este campo poloidal en lo que se diferencian el Tokamak y el Stellarator: mientras el primero lo hace utilizando el propio plasma como conductor, el stellarator lo hace mediante bobinas exteriores helicoidales y/o haciendo girar el plasma alrededor de una bobina central circunferencial. Esta máquina es más costosa de fabricar, por la fabricación de bobinas helicoidales, pero dota al plasma de mayor estabilidad, ya que el confinamiento no depende del plasma. España, en su línea de investigación sobre fusión y física del plasma posee un Stellarator, el TJ-II, de los más avanzados del mundo, que se encuentra en el CIEMAT, en Madrid. De todas formas, la alternativa ha perdido relevancia frente a los Tokamak, dado que el ITER es un Tokamak. Ver Figura 1-9

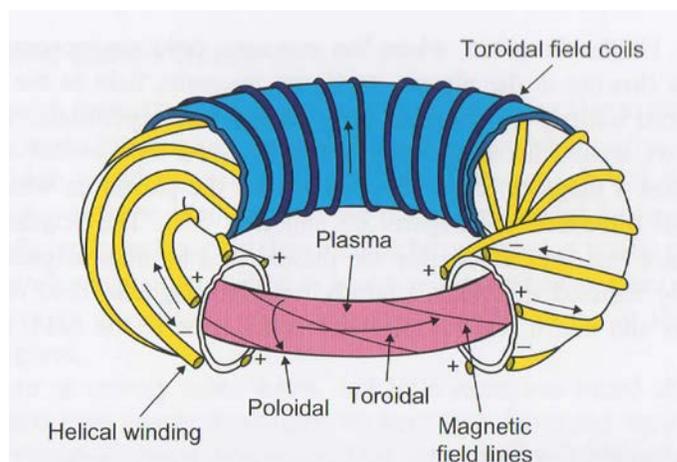


Figura 1-10: Stellarator [1]

Los stellarators se quedaron por detrás de los tokamaks en los años 60's y 70's. Pero en la actualidad poseen confinamientos comparables.

1.2 Confinamiento Inercial

Esta técnica está basada en la compresión del combustible, el cual es calentado tan rápidamente que alcanza las condiciones de la fusión y se quema antes de que pueda escapar. En el método de confinamiento inercial existen distintas opciones dependiendo del tipo de láser/haz de partículas utilizado y del método empleado para irradiar el blanco. Los láseres más utilizados son los de estado sólido (por ejemplo neodimio: vidrio) y los gaseosos de fluoruro de kriptón (KrF). Los haces pueden ser de iones livianos o pesados.

La irradiación del blanco puede hacerse en forma directa o indirecta. En el método de irradiación directa, el haz del láser (o de partículas) se enfoca directamente sobre el blanco, produciendo la evaporación del recubrimiento externo y la implosión del combustible. En este proceso, entre un 5% y un 15% de la energía total absorbida se transfiere al combustible [32].

Las condiciones que se requieren para el ICF (Inertial Confinement Fusion) están determinadas por la restricción de que la energía por fusión producida en un pulso tiene que ser más grande que la energía requerida para calentar el combustible a la temperatura de ignición. La energía de la fusión es extraída después de cada pulso y convertida en electricidad, y parte de esta energía tiene que ser usada para calentar el combustible para el siguiente pulso. Para el punto de equilibrio, con T en keV.

$$1/4n^2\sigma v 17.6 \times 10^3 k \epsilon \tau > 3nkT \quad (1.10)$$

$$n\tau > 6.82 \times 10^{-4} (T/\sigma v) \epsilon^{-1} m^{-3}s \quad (1.11)$$

τ es la duración del pulso (el tiempo de quemado de la capsula) y ϵ es el total de la eficiencia de la conversión de energía de fusión a calor dentro del calentamiento efectivo de la cápsula. Esta es la expresión que John Lawson obtuvo en los 60's y él estaba pensando en términos del confinamiento magnético de la fusión por pulsos, entonces asumió que toda la energía por fusión sería convertida en calor y posteriormente en electricidad, con $\epsilon \approx 0.33$.

A $T = 30\text{keV}$ esto genera la expresión $n\tau > 1 \times 10^{20} m^{-3}s$. De cualquier forma ϵ es mucho más pequeña que 0.33 para la ICF debido a la necesidad de convertir calor en electricidad.

Una cápsula de ICF es comprimida inicialmente hasta que alcanza una densidad muy alta. Bajo condiciones óptimas, la mayoría del combustible comprimido se mantiene a una temperatura relativamente baja (100 a 200 eV) y sólo un pequeño punto caliente en el núcleo alcanza temperaturas mucho más altas. Entonces el núcleo comienza a quemarse y el quemado se propaga hacia afuera a través de la cápsula comprimida la cual se expande en radio r mientras es calentada. La densidad del plasma ($n \sim 1/r^3$) y la potencia de fusión ($P_F \sim n^2$) caen rápidamente mientras la cápsula se expande, y se asume que ésta deja de quemarse hasta que su radio se ha expandido un 25%, así $\tau = r/4v_i$. La velocidad de expansión es determinada por los iones (los electrones son retenidos por los iones más pesados y $v_i = 2 \times 10^5 T^{0.5} m^{-3}s$ para una mezcla 50:50 de deuterio y tritio). Así:

$$nr > 545 (T^{1.5}/\sigma v) \epsilon^{-1} m^{-2} \quad (1.12)$$

El óptimo es a $T \approx 20\text{keV}$ donde

$$T^{1.5}/\overline{\sigma v} \approx 2.1 \times 10^{23} \text{keV}^{1.5} \text{m}^{-3} \text{s} \quad (1.13)$$

Y

$$nr > 1.15 \times 10^{26} \text{e}^{-1} \text{m}^{-2} \quad (1.14)$$

Esta expresión puede ser escrita en términos de la densidad de masa

$$\rho = n \times 10^{23} \text{kg m}^{-3} \quad (1.15)$$

así

$$\rho r > 0.48 \text{e}^{-1} \text{kg m}^{-2} \text{ (o } 0.48 \text{e}^{-1} \text{ g m}^{-2}) \quad (1.16)$$

Esta es la condición para el punto de equilibrio (cuando la energía de la fusión saliente es justa la suficiente para calentar la siguiente cápsula). Una planta de potencia por fusión tiene que producir una salida neta de potencia.

Las cuatro etapas para la reacción por fusión en una cápsula de confinamiento inercial son:

El láser calienta la capa exterior

La ablación de la capa exterior comprime la cápsula

El núcleo alcanza la densidad y temperatura de ignición

La reacción de fusión se disipa radialmente a través del combustible comprimido

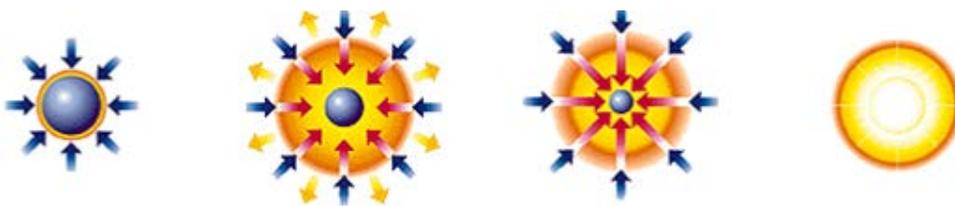


Figura 1-11: Confinamiento Inercial [1]

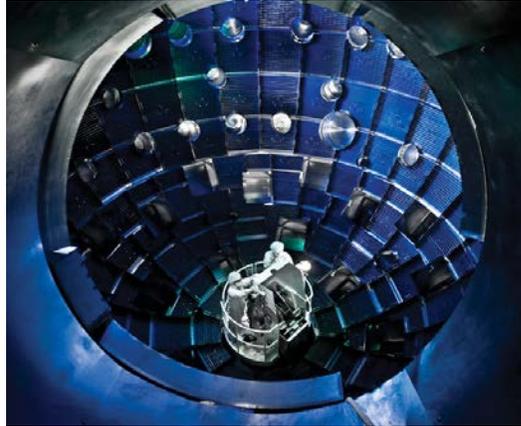


Figura 1-12: Cámara esférica dentro de la cual se bombardea la cápsula de combustible, con 192 haces láser en NIF (National Institute of Fusión) [7]

Si la cápsula tiene un radio r_0 antes de la compresión y es comprimida por un factor c para $r = r_0/c$ antes de la ignición, la densidad de la partícula comprimida será $n = c^3 n_0$ y la densidad de masa $\rho = c^3 \rho_0$. Usando los resultados anteriores, tomando $\rho_0 \approx 300 \text{ kg m}^{-3}$ como la densidad sin comprimir de la mezcla sólida de deuterio y tritio y expresando r_0 en milímetros y ε como un porcentaje, la condición para la compresión mínima será

$$c^2 > \frac{160}{r_0 \varepsilon} \quad (1.17)$$

Es deseable trabajar con factores de eficiencia en la conversión de energía altos, pero éstos están acotados por la tecnología disponible. El máximo tamaño de cápsula está limitado por la explosión máxima que puede ser contenida de manera segura dentro de la planta. La energía de fusión liberada por el quemado de una cápsula de radio sin comprimir r_0 (en milímetros) es $4.25 \times 10^8 r_0$ joules, esto es equivalente a $0.425 r_0^3 [\text{Gj}]$ [11].

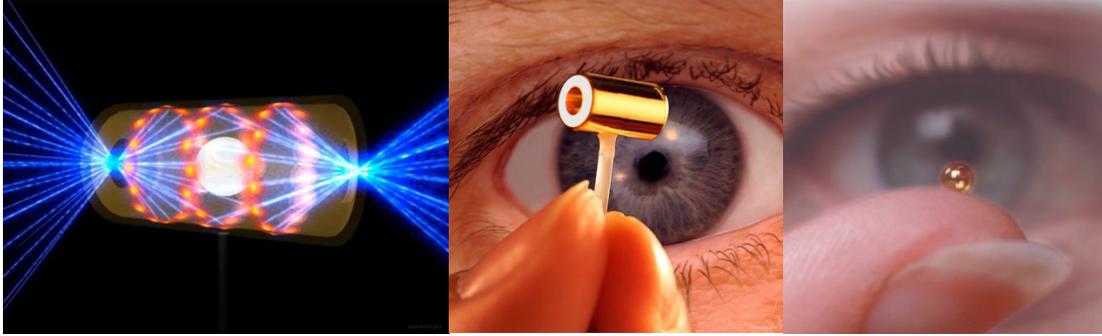


Figura 1-13: cilindro hohlraum (figura central) [7]

El cilindro “hohlraum”, Figura 1-12, que contiene la cápsula combustible de fusión del NIF cuenta con sólo unos pocos milímetros de ancho, aproximadamente del tamaño de un borrador de lápiz, con orificios de entrada para el haz en cada extremo. La cápsula de combustible es del tamaño de un chicharro pequeño [7].

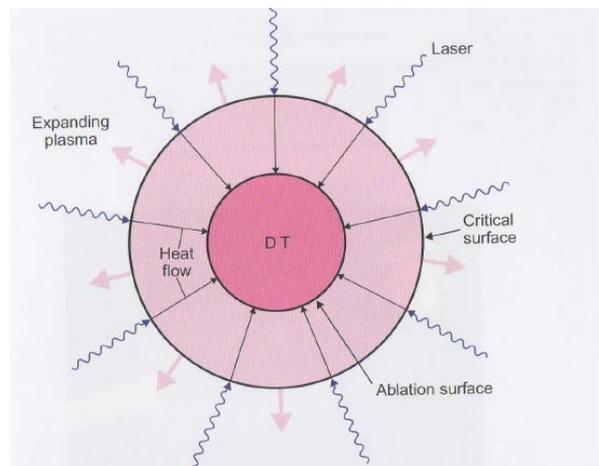


Figura 1-14: Ablación de la cápsula [1]

La ablación de la cápsula por la luz incidente del láser genera un plasma expandiéndose hacia el exterior que aplica una fuerza en la dirección opuesta comprimiendo la cápsula.

La luz láser no puede penetrar el denso plasma más allá de la capa conocida como la superficie crítica. La energía del láser es absorbida cerca de la superficie crítica y transportada a la superficie de ablación por el calor de conducción, ver Figura 1-13 [11]

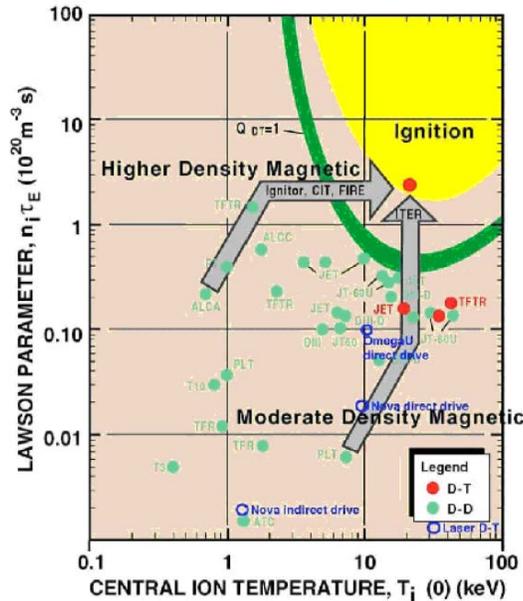


Figura 1-15: Las dos rutas para la ignición [8]

1.3 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 tantos neutrones como un reactor de fusión (no híbrido) a fin de generar más potencia, por lo que una escala comercial de reactor de fusión en un sistema híbrido no tiene por qué ser tan grande como un reactor de fusión pura.

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.

1.4 Fuente compacta de neutrones de fusión (CFNS)

1.4.1 Justificación técnica

La fusión es uno de los desarrollos tecnológicos que más ingeniería ha requerido desde su planteamiento para generación eléctrica. 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.

$$Q = \frac{\text{Potencia de Fusión}}{\text{Potencia de calentamiento}} \quad (1.18)$$

La fracción de calentamiento por las partículas alfa para un reactor de deuterio-tritio está definido como

$$f_a = \frac{Q}{Q+5} \quad (1.19)$$

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, La mayor ganancia obtenida en JET, operando co D-T fue $Q=0.6$, aunque se estima que de los experimentos más recientes realizados con D-D, tanto en JET, como en el JT-60U de Japón, las condiciones de densidad, tiempo de confinamiento y temperatura son suficientes para conseguir $Q>1$ si se hubiera empleado D-T. En ITER se pretenden obtener 500 MW de potencia de fusión con una $Q=10$, pero que desde sus inicios ha sufrido muchos 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 $Q\approx 25$, quizás esto requiera plantearse una física nueva para conseguir este objetivo, pero hasta ahora no se ha logrado que el calentamiento provenga sólo de las reacciones de fusión, ya que se requiere de una $Q=5$ por lo menos. Los conocimientos necesarios para crear un reactor de $Q=1$ están al alcance de la de la física y tecnología actuales. Debido a esto es que surgen recientes propuestas de reactores híbridos, los cuales son más pequeños y económicos.

Tabla 1-1 Estado de los experimentos actuales [9]

Real (Jet Deuterio-Tritio, 1997) $Q\sim 0.6, f_a\sim 0.1$
Estimado (con deuterio) $Q\sim 1, f_a\sim 0.2$
Por desarrollarse:
Iter $Q\sim 10, f_a\sim 0.6$
Ignitor $Q\sim \infty, f_a\sim 1$

Los principales problemas que se pueden identificar son: 1) Confinamiento: los modos H (High confinement), barreras de transporte, conductividad de electrones, transferencia de momento. 2) Micro estabilidad magnetohidrodinámica 3) Operación de pulsos prolongados (calentamiento y sostenimiento de la corriente) 4) Diagnósticos (alta resolución espacial y temporal, distribuciones de velocidad) 5) Control (control y alimentación en tiempo real) [8]

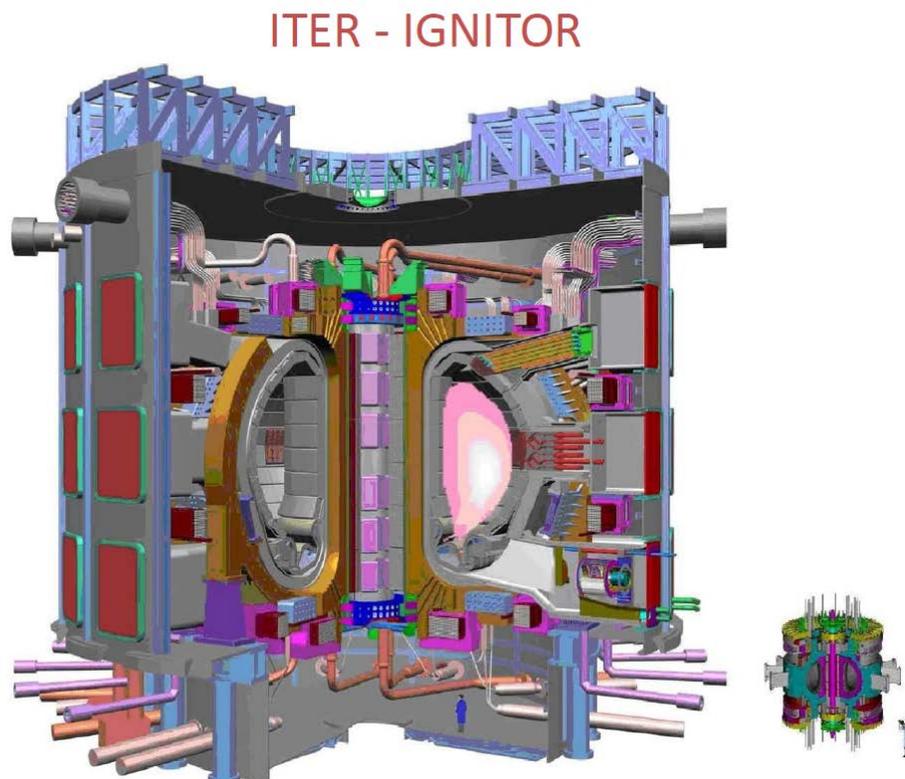


Figura 1-16: Comparativa ITER-IGNITOR [8]

1.4.2 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: un sistema de transmutación fusión-fisión (fusión fission transmutation system, FFTS) que es más pequeño y menos costoso que las alternativas conocidas hasta entonces [7]. Está basado en un reactor nuclear híbrido fusión-fisión (fusion fission hybrid, FFH) en el cual los neutrones rápidos se generan en una fuente compacta de neutrones de fusión de alta densidad (compact fusion neutron source, CFNS) y la cual está rodeada por una cubierta que está compuesta de transuránicos, como muestra en la figura 1-16. El modelo CFNS es del mismo tipo que el propuesto por Peng [1], 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. 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. [9]

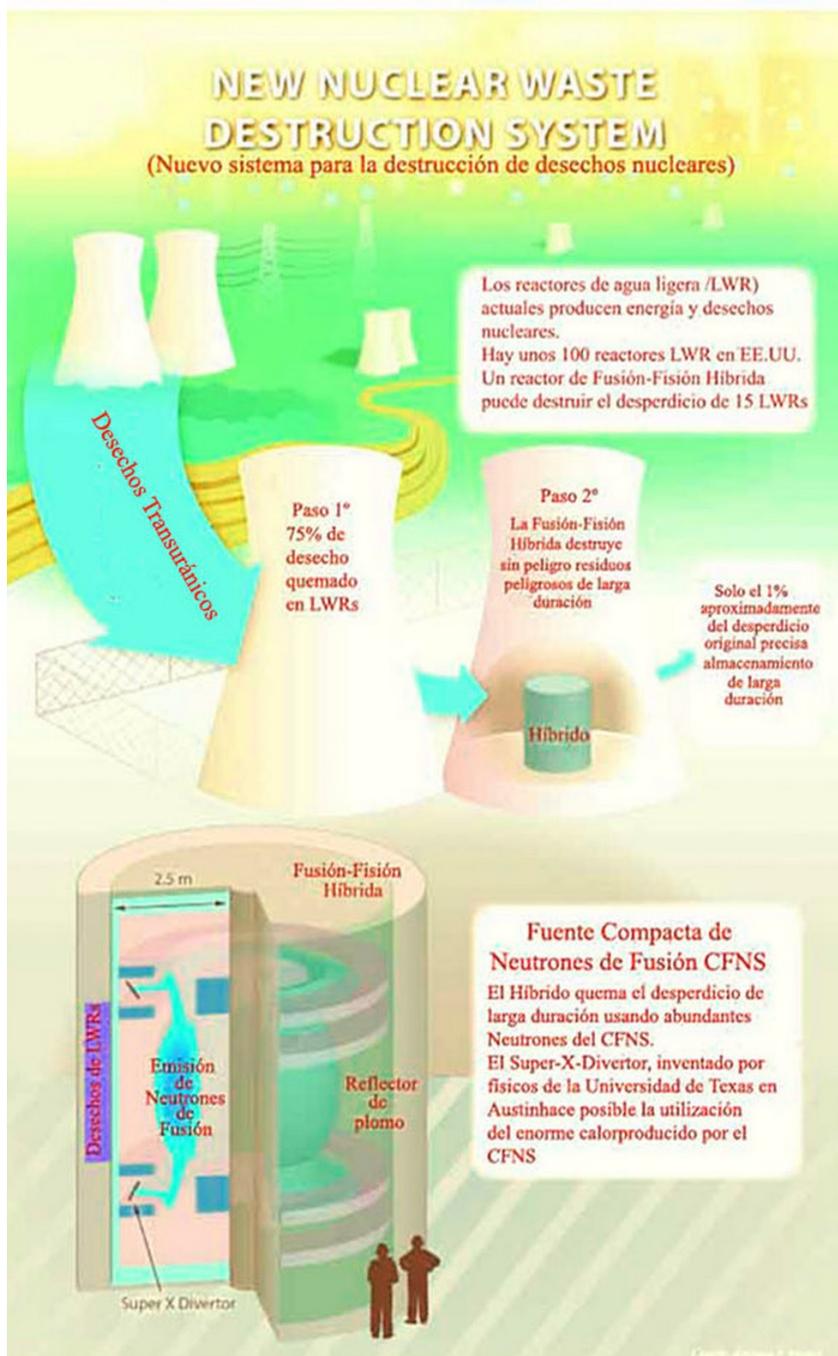


Figura 1-17: Proceso de destrucción de residuos por el CFNS [10]

2. Fisión Nuclear

2.1 Introducción

En 1896 el físico Henri Becquerel descubrió la radiación que emitían los minerales de uranio. En ese mismo año, los estudios de Pierre y Marie Curie trabajando sobre minerales de uranio y torio condujeron al descubrimiento de dos elementos: el polonio y el radio. Estos elementos despertaron un gran interés por emitir radiaciones muy penetrantes, a semejanza del uranio y el torio. A esta propiedad del radio y otros elementos inestables, la de emitir energía en forma de radiación al desintegrarse, Marie Curie la llamó "radiactividad". En 1903, Rutherford y Soddy observaron que la energía que salía del interior del átomo era enorme, comparada con la producida por cambios químicos. Ahora se sabe que esa energía proviene del núcleo de los átomos. Radiactividad y fisión nuclear. La pregunta era: ¿cuál es el origen de toda esa energía del núcleo del átomo? Albert Einstein, en 1905, propuso la teoría especial de la relatividad en la que se asevera que la energía y la masa son diferentes aspectos de lo mismo, y que la relación se puede expresar por la ecuación $E = mc^2$, donde E representa la energía, m la masa en reposo y c la velocidad de la luz en el vacío. Esta ecuación indica que la masa se puede transformar en energía, y la energía en masa; además, expone que una pequeña cantidad de masa puede transformarse en una enorme cantidad de energía. La velocidad de la luz es cercana a los 300 mil kilómetros por segundo, por lo que si esta cantidad se eleva al cuadrado, la energía resultante es verdaderamente asombrosa. Estos experimentos condujeron a la conclusión de que si se lograban desintegrar a voluntad los núcleos de algunos elementos, sería posible obtener grandes cantidades de energía. En 1932, el físico británico James Chadwick descubrió el neutrón y en 1939, los químicos alemanes Otto Hahn y Fritz Strassmann descubrieron el rompimiento de átomos de uranio al bombardearlos con neutrones; lo cual comprobaron al encontrar elementos más ligeros que no se tenían al inicio de los experimentos. A este fenómeno le llamaron fisión nuclear. En la fisión de un átomo de uranio-235 ($^{235}_{92}\text{U}$) se produce una gran cantidad de energía, aproximadamente 50 millones de veces más que en la combustión de un átomo de carbón. Esta energía se distribuye entre los fragmentos de fisión, los neutrones, la radiación gamma y la radiación beta/gamma que se obtiene del decaimiento de los productos de fisión y la energía de los neutrinos. Estos descubrimientos condujeron al físico italiano Enrico Fermi a tratar de mantener y controlar una reacción de fisión en cadena auto-sostenida. Utilizó los neutrones provenientes de la fisión del $^{235}_{92}\text{U}$ para fisionar otros núcleos del mismo isótopo. Fermi construyó el primer reactor nuclear del mundo al que llamaron Chicago Pile 1, debido a que se construyó en las instalaciones de la Universidad de Chicago. El 2 de diciembre de 1942 logró la primera reacción de fisión nuclear en cadena auto-sostenida; el control de

esta reacción lo consiguió mediante el empleo de boro y cadmio, elementos absorbedores de neutrones [11].

2.2 La Fisión Nuclear

Por lo tanto, cuando el núcleo de U es bombardeado con neutrones de baja energía, se fisiona y se producen de 2 a 3 neutrones que, a su vez, producen otras fisiones y otros neutrones. Si este proceso se repite cíclicamente, se dice que existe una reacción en cadena. A cada ciclo de la reacción en cadena se le llama generación.

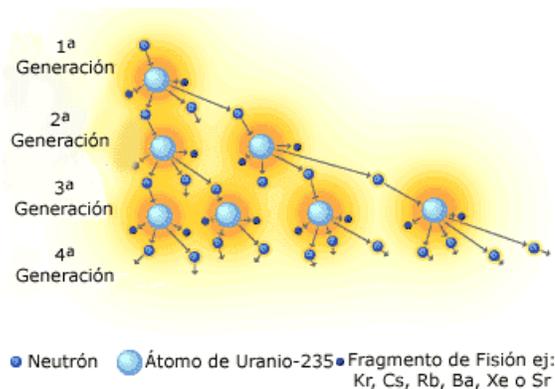


Figura 2-1: Fisión $^{235}_{92}\text{U}$ [9]

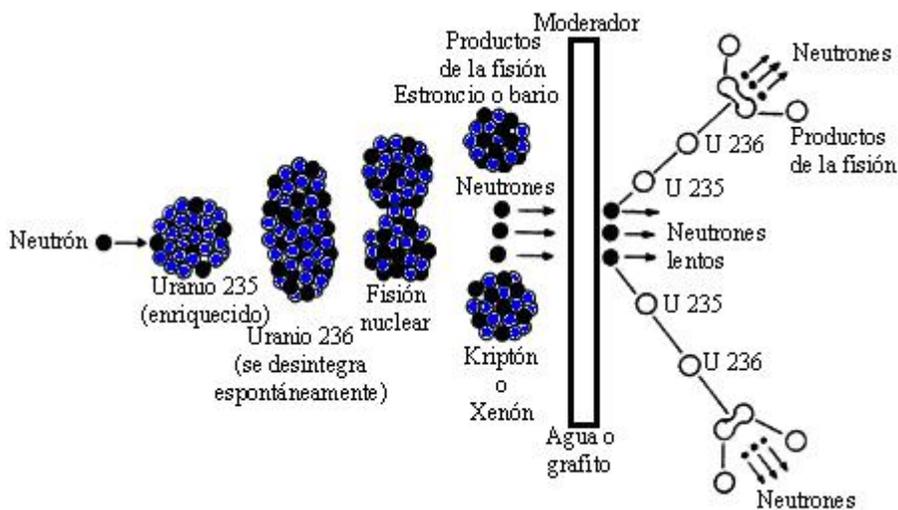
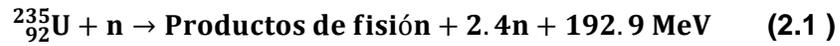


Figura 2-2: Reacción de fisión del $^{235}_{92}\text{U}$ [11]

Las reacciones de fisión son:

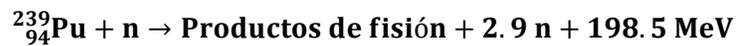
Uranio 235



Uranio-233



Plutonio-239



De la energía liberada por fisión, los productos de fisión transportan el 87-90 % dependiendo del tipo de material fisionado y productos [12].

En la figura 2-3 se puede observar el decaimiento β que experimenta dos de los productos de fisión con mayor probabilidad que son el ${}^{140}_{54}\text{Xe}$ y el ${}^{94}_{38}\text{Sr}$.

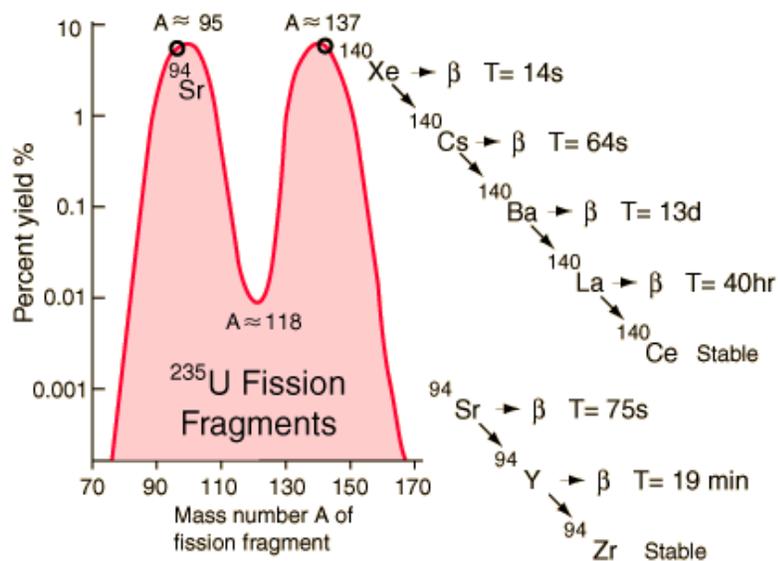


Figura 2-3: Curva de probabilidad de los fragmentos de fisión del Uranio 235 [12]

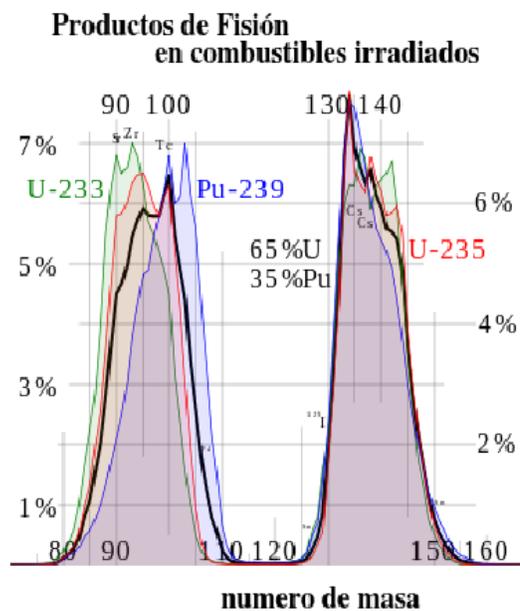


Figura 2-4: Curva de probabilidad de los fragmentos de fisión dependiendo del material fisionado [12]

2.3 Reactores

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 nucleares y de la ingeniería nuclear nació, creció y se desarrolla hasta nuestros días. Desafortunadamente, 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. 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 – highpower channel reactor) que significa "reactor de gran potencia del tipo canal". 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. A continuación se muestra una tabla (tabla 2-1) con todos los reactores que se encuentran funcionando, en construcción, o cuando menos planificados para funcionar en un periodo no mayor de quince años.

Tabla 2-1: Plantas nucleares en construcción y en operación en el mundo [13].

PAIS	GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD NUCLEAR 2013		REACTORES EN OPERACIÓN Agosto 2014		REACTORES EN CONSTRUCCIÓN Agosto 2014		REACTORES PLANEDOS Agosto 2014		REACTORS PROPUESTOS Agosto 2014		URANIO REQUERIDO 2014
	Miles de millones kWh	% electricidad	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	Toneladas de Uranio
Argentina	5.7	4.4	3	1627	1	27	0	0	3	1600	213
Armenia	2.2	29.2	1	376	0	0	1	1060			87
Bangladesh	0	0	0	0	0	0	2	2000	0	0	0
Bielorrusia	0	0	0	0	2	2400	0	0	2	2400	0
Bélgica	40.6	52.0	7	5943	0	0	0	0	0	0	1017
Brasil	13.8	2.8	2	1901	1	1405	0	0	4	4000	325
Bulgaria	13.3	30.7	2	1906	0	0	1	950	0	0	321
Canadá	94.3	16.0	19	13553	0	0	2	1500	3	3800	1784
Chile	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4400	0
China	104.8	2.1	20	17055	29	33035	59	63735	118	122000	6296
República	29.0	35.9	6	3766	0	0	2	2400	1	1200	563

PAIS	GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD NUCLEAR 2013		REACTORES EN OPERACIÓN Agosto 2014		REACTORES EN CONSTRUCCIÓN Agosto 2014		REACTORES PLANEDOS Agosto 2014		REACTORS PROPUESTOS Agosto 2014		URANIO REQUERIDO 2014
	Miles de millones kWh	% electricidad	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	Toneladas de Uranio
Checa											
Egipto	0	0	0	0	0	0	1	1000	1	1000	0
Finlandia	22.7	33.3	4	2741	1	1700	0	0	2	2700	480
Francia	405.9	73.3	58	63130	1	1720	1	1720	1	1100	9927
Alemania	92.1	15.4	9	12003	0	0	0	0	0	0	1889
Hungría	14.5	50.7	4	1889	0	0	2	2400	0	0	357
India	30.0	3.4	21	5302	6	4300	22	21300	35	40000	913
Indonesia	0	0	0	0	0	0	1	30	4	4000	0
Irán	3.9	1.5	1	915	0	0	1	1000	1	300	174
Israel	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1200	0
Italia	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Japón	13.9	1.7	48	42569	3	3036	9	12947	3	4145	2119
Jordania	0	0	0	0	0	0	1	1000			0
Kazajstán	0	0	0	0	0	0	2	600	2	600	0
Corea (del Norte)	0	0	0	0	0	0	0	0	1	950	0
Corea del RO (Sur)	132.5	27.6	23	20656	5	6870	6	8730	0	0	5022
Lituania	0	0	0	0	0	0	1	1350	0	0	0
Malasia	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
México	11.4	4.6	2	1600	0	0	0	0	2	2000	277
Países Bajos	2.7	2.8	1	485	0	0	0	0	1	1000	103
Pakistán	4.4	4.4	3	725	2	680	0	0	2	2000	99
Polonia	0	0	0	0	0	0	6	6000	0	0	0
Rumania	10.7	19.8	2	1310	0	0	2	1440	1	655	179
Rusia	161.8	17.5	33	24253	10	9160	31	32780	18	16000	5456
Arabia Saudita	0	0	0	0	0	0	0	0	16	17000	0
Eslovaquia	14.6	51.7	4	1816	2	942	0	0	1	1200	392
Eslovenia	5.0	33.6	1	696	0	0	0	0	1	1000	137
Sudáfrica	13.6	5.7	2	1830	0	0	0	0	6	9600	305
España	54.3	19.7	7	7002	0	0	0	0	0	0	1274
Suecia	63.7	42.7	10	9508	0	0	0	0	0	0	1516
Suiza	25.0	36.4	5	3252	0	0	0	0	3	4000	521
Tailandia	0	0	0	0	0	0	0	0	5	5000	0
Turquía	0	0	0	0	0	0	4	4800	4	4500	0
Ucrania	78.2	43.6	15	13168	0	0	2	1900	11	12000	2359
Emiratos Árabes Unidos	0	0	0	0	2	2800	2	2800	10	14400	0

Diseño de una cobija productora de tritio en un reactor hibrido fisión-fusión

PAIS	GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD NUCLEAR 2013		REACTORES EN OPERACIÓN Agosto 2014		REACTORES EN CONSTRUCCIÓN Agosto 2014		REACTORES PLANEDOS Agosto 2014		REACTORS PROPUESTOS Agosto 2014		URANIO REQUERIDO 2014
	Miles de millones kWh	% electricidad	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	Toneladas de Uranio
Reino Unido	64.1	18.3	16	10038	0	0	4	6680	7	8920	1738
EE.UU.	790.2	19.4	100	99361	5	6018	5	6063	17	26000	18816
Vietnam	0	0	0	0	0	0	4	4000	6	6700	0
Mundial**	2359	c 11	435	375,303	72	76,793	174	190,185	299	329,370	65,908
	billion kWh	% e	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	tonnes U
	GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD NUCLEAR 2013		REACTORES EN OPERACIÓN		REACTORES EN CONSTRUCCIÓN		REACTORES PLANEDOS		REACTORS PROPUESTOS		URANIO REQUERIDO

Operable = Conectado a la red;

Construcción = primer concreto vertido o una gran remodelación en curso;

Planificados= Aprobaciones, financiamiento o un compromiso importante en su lugar, en su mayoría se espera que entren en operación dentro de 8-10 años;

Propuestos = un programa o un sitio propuestos y especificados, la operación se espera como máximo dentro de 15 años.

Hacia finales de 2014, la producción de electricidad total desde 1951 ascendió a 64,600 billones de kWh.

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.

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 [9].

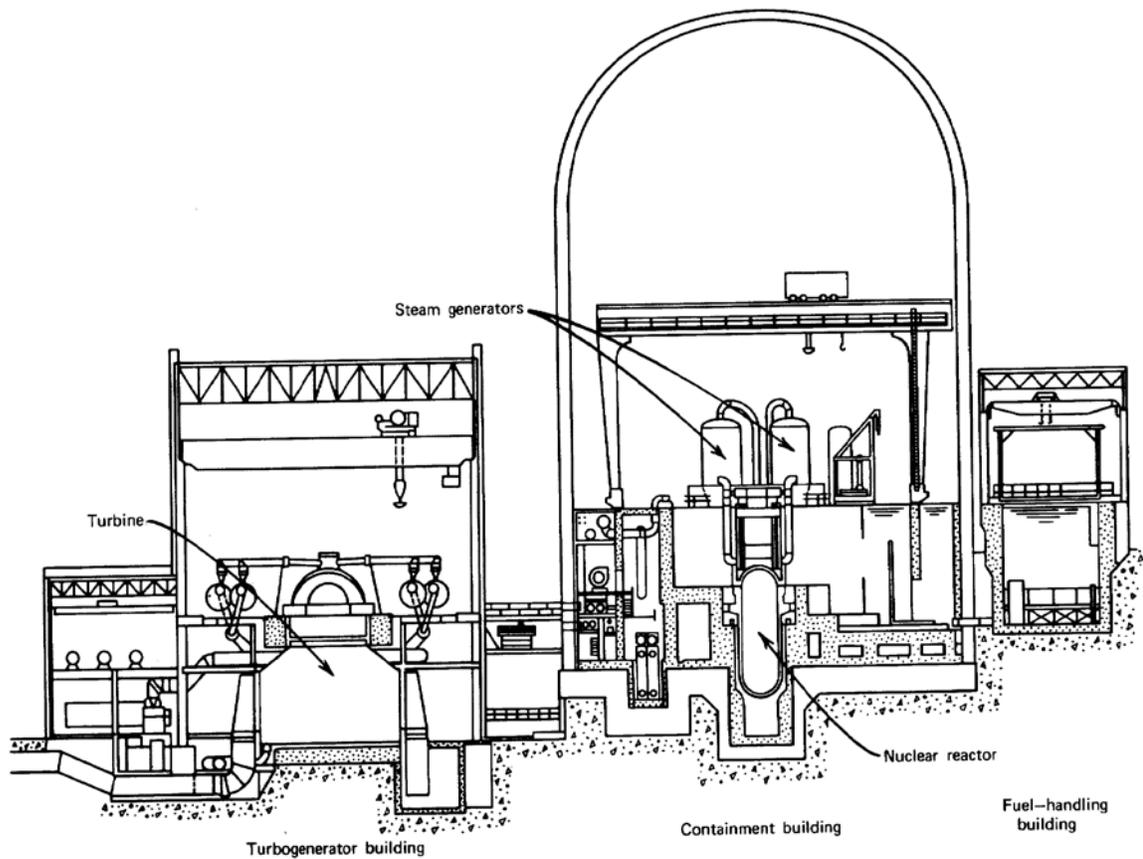


Figura 2-5: Principales componentes de una planta de fisión [14]

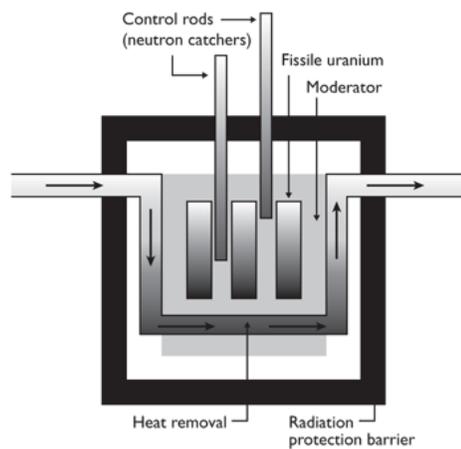


Figura 2-6: Principales componentes de un reactor de fisión [15]

En la figura 2-6 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, figura 2-7), un reactor de producción para fabricar material físil (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) [9].

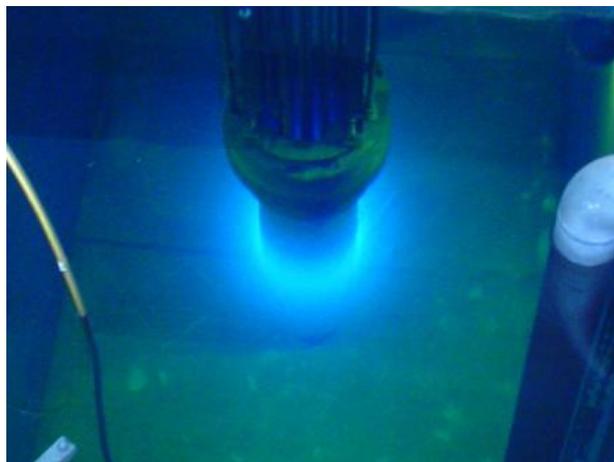


Figura 2-7: Reactor Triga Mark III para la investigación en el ININ [11]

Dos hechos deben recordarse, antes de proceder a la clasificación de las centrales, que se aplican a todo tipo de reactor de fisión nuclear, inclusive a las bombas y a los asistidos o controlados por aceleradores de partículas:

- 1) Los isótopos físiiles, se fisionan por incidencia de neutrones térmicos ($E < 1$ eV), epitérmicos ($1 \text{ eV} < E < 1 \text{ MeV}$) o rápidos ($E > 1 \text{ MeV}$); son el U233, U235, Pu239 y el Pu241. En cambio los isótopos que sólo son fisionables por neutrones rápidos son el Th232, U234, U236, U238, Pu238, Pu240 y el Pu242. Éstos a pesar de que pueden ser directamente fisionados por neutrones rápidos, su sección eficaz de fisión es ligeramente menor que la de los anteriores (físiiles-por n-térmicos) para neutrones de esas energías,

pero son cientos y a veces miles de veces menor que las secciones de los físi­les por neutrones térmicos.

2) Para mantener la reacción en cadena es necesario contar con suficientes neutrones que puedan fisio­nar suficientes núcleos que a su vez produzcan los neutrones requeridos para la siguiente generación. Prácticamente todos los reactores comerciales (no militares) son cargados con dióxidos de uranio, de plutonio, y/o mezclas de ellos; sólo que algunos para mantener la reacción en cadena por periodos de tiempo de meses y años requieren de una adecuada combinación de isótopos físi­les, moderador de neutrones y refrigerante. La gran mayoría de los reactores térmicos requieren combustibles a base de uranio enriquecido en el isótopo U-235, excepto los CANDU, PHWR y RBMK, aunque versiones actualizadas también lo usan. La proporción de átomos de U-235 en el uranio natural es sólo de 0.72%, por lo que es necesario someterlo a un proceso de enriquecimiento (generalmente alrededor al 3%) en este nucleido si el moderador es agua ligera, ya que la reacción en cadena no puede auto-sostenerse. Los que se cargan con uranio natural tienen que usar moderadores más eficientes como el agua pesada (CANDU y PHWR en general) o el grafito (RBMK) para lograr que la reacción en cadena sea auto-sostenida con flujos neutrónicos térmicos (de baja energía). Si la reacción en cadena auto-sostenida se logra con flujos neutrónicos de alta energía entonces el refrigerante y materiales usados deben tener muy baja capacidad moderadora (mínimas secciones eficaces de absorción y de dispersión) y entonces los reactores quedan clasificados como rápidos. En este grupo quedan prácticamente todos los reactores de la llamada Generación IV (GFR, LFR, SFR, MSR), excepto quizá el de agua supercrítica (SCWR) lo que depende del diseño de combustible que se establezca. Los conocidos como de agua ligera (LWR) son los que la utilizan como moderador y refrigerante para funcionar con flujos neutrónicos térmicos. Estas centrales a su vez se dividen en presurizados (PWR, AP1000, VVR de manufactura rusa) si no permiten la ebullición del refrigerante en el reactor por lo que tienen que utilizar circuitos secundarios con generador de vapor para transferir la energía que sirve para impulsar a los turbo-generadores eléctricos. En esta misma categoría están los que permiten y requieren que el moderador-refrigerante genere suficiente vapor para directamente transportar la energía a los turbo-generadores eléctricos, y que genéricamente se denominan BWR pero que tienen versiones avanzadas como el ABWR y ESBWR clasificados también como de Generación III+. De agua ligera pero en el grupo de la Generación IV está el de agua supercrítica (SCWR), que debe operar a presiones del orden de los 23 MPa y temperaturas de más de 700°C. Todas las centrales se diseñan para operar normalmente y en condiciones de accidentes postulados de manera que la seguridad sea muy alta, principalmente con mecanismos de seguridad intrínseca en el combustible, como es el caso de los coeficientes de reactividad negativos, que deben reducir las tasas de fisión si la potencia aumenta. Todas las centrales tienen esta característica, excepto el RBMK (la central accidentada de Chernobyl era de este tipo), que a muy altas temperaturas presenta un coeficiente de reactividad positivo por vacíos (es moderado con grafito y enfriado con agua ligera que puede ebullicir, pero no mucho ya que pierde absorción de neutrones térmicos si el vapor reemplaza al agua líquida)

2.3.1 Tipos de reactores

Tabla 2-2: Clasificación de los reactores de fisión [1]

Diseño de una cobija productora de tritio en un reactor híbrido fisión-fusión

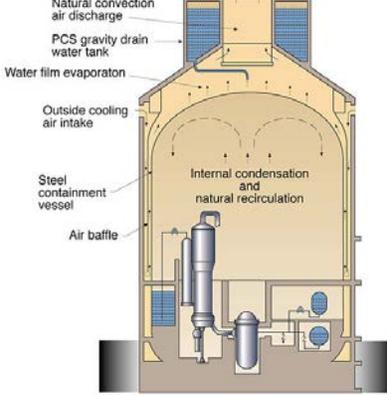
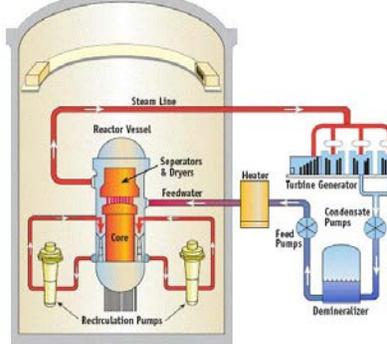
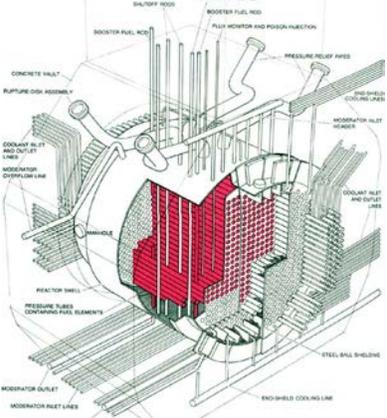
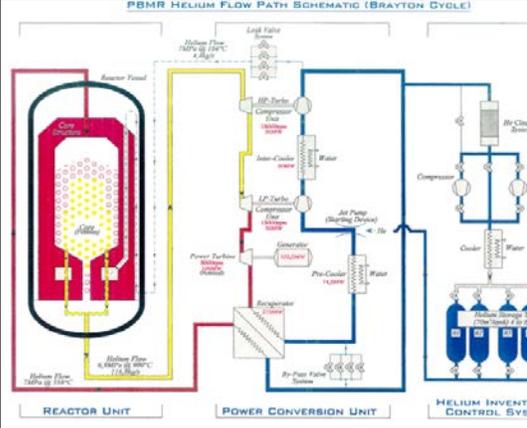
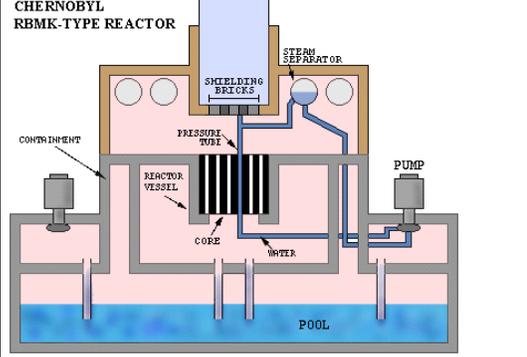
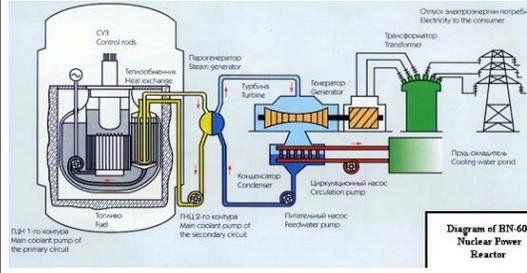
Tipo de Reactor	Refrigerante	Moderador	Combustible	Características	Imagen
Reactores de agua a presión (PWR, VVER)	Agua ligera	Agua ligera	Uranio enriquecido	Vapor generado en el segundo ciclo	 <p>Figure 3. AP600 Passive Containment Cooling System</p>
Reactores de agua en ebullición (BWR)	Agua ligera	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	

Tabla 1-1: (Continuación)

Tipo de Reactor	Refrigerante	Moderador	Combustible	Características	Imagen
-----------------	--------------	-----------	-------------	-----------------	--------

<p>Reactores enfriados con gas (Magnox, AGR, UNGG)</p>	<p>CO₂</p>	<p>Grafito</p>	<p>Uranio natural o enriquecido</p>	<p>Vapor generado en el segundo ciclo</p>	
<p>Reactores de agua ligera y grafito (RBMK)</p>	<p>Agua hirviente presurizada</p>	<p>Grafito</p>	<p>Uranio enriquecido</p>	<p>Diseño soviético</p>	
<p>Reactores rápidos de cría</p>	<p>metales líquidos o gas</p>	<p>no necesitan</p>	<p>U233, U235, Pu239/ Th232, U238</p>	<p>Cría de isotopos fisiles para flujo térmico</p>	

Imágenes de la Tabla 2-2 [21]

2.3.2 Reactores Rápidos de Cría

Dado que las condiciones de operación entre los reactor rápidos y los reactores híbridos son similares, en este capítulo de fisión se ha enfocado más a la descripción de los reactores rápidos de cría por sobre otros conceptos más populares.

Un grupo de reactores nucleares para generación eléctrica con gran versatilidad son los llamados rápidos porque utilizan flujos neutrónicos de alta energía lo que les permite usar intensivamente isótopos fértiles y que son fisionables, es decir que son fisiles para estos

flujos, como el Th232, el U238 y el Pu240 principalmente. Estos reactores se utilizan para generación eléctrica y cría de isótopos fisiles como el U233, U235, Pu239 y el Pu241. Para mantener flujos rápidos se requiere de refrigerantes con elementos de secciones eficaces de dispersión muy bajas por lo que se usan metales líquidos como el sodio, el mercurio, plomo y sales como potasio, sodio o mezclas, aunque también se tiene un subgrupo de enfriados con gas. Normalmente usan PuO_2 en mezcla de hasta un 20% y al menos un 80% de (UO_2) , poniendo en la periferia los ensambles de U238 para obtener Pu239 y Pu240.

De los que se desarrollaron de manera experimental en varios países debemos mencionar al Phoenix (250 MW) en Francia desde 1973; el PFR (250 MW) en el Reino Unido (1973) y el BN-350 Unión Soviética (150 MW) y que entró en operación en 1972. Actualmente en esta categoría tenemos los LMFBR (rápido de cría enfriado por metal líquido), GCFR (rápido enfriado por gas), LFR (rápido enfriado por plomo), SFR (rápido enfriado por sodio), MSR (enfriado por sal fundida). Las diferencias entre estos diseños se puntualizan en detalle en las secciones siguientes, sólo debemos puntualizar que prácticamente todos los diseños realmente hacen cría de isótopos fisiles (incluso para flujo térmico), pero sólo los conocidos como rápidos producen el mismo o más material fisil del que consumen [12].

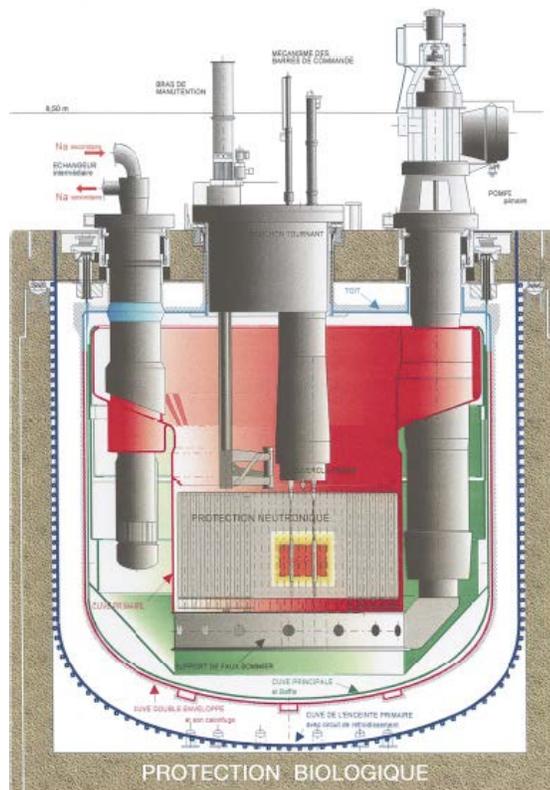


Figura 2-8: Reactor Phénix [12]

El primer reactor de cría EBR-I, con Pu de combustible y 200 KW de capacidad se puso en operación en 1951, al que le precedieron dispositivos experimentales, enfriados con mercurio y otros con mezclas de sodio y de potasio. Ahora, el LMFBR es el único reactor de cría que ha alcanzado la etapa de comercialización práctico en el mundo. Son diseñados para reproducir más material fisible del que consume. Los FBR han sido (LMFBR) refrigerados por sodio líquido con intercambiadores de calor primario y circuitos externos (tipo loop) o inmersos (tipo alberca) al tanque del reactor. Pero siempre dentro del escudo biológico debido a la presencia de sodio (Na^{24}) radioactivo en el refrigerante primario. El sodio es un metal alcalino ($Z = 11$), séptimo en abundancia en la corteza terrestre y punto de fusión de $97.5^{\circ}C$ a presión atmosférica y de ebullición a los $883^{\circ}C$. Densidad de 970 Kg/m^3 , el cual se oxida espontáneamente en contacto con el aire (fuego de alta temperatura) y reacciona violentamente con el agua. Tiene baja sección de absorción neutrónica. Al irradiarse, se crean 2 isótopos: $Na-22$, emisor de positrones y gammas con vida media de 2.6 años, y el $Na-24$, emisor de partículas beta y gamma con vida media de 15 horas. Los incendios de sodio no son tan severos como los de los hidrocarburos y pueden ser extinguidos con un polvo de "Marcalina" compuesto de carbonato de sodio, litio y grafito [12].



Figura 2-9: Reactor Superphénix en Marcoule, Francia, apagado en el 2009 [16]

2.4 El futuro de los reactores de fisión

La evolución de las centrales nucleares generadoras de electricidad se resume en la figura adjunta y de manera sobresaliente se debe señalar que los de la Generación III se diseñaron con los siguientes objetivos: 1) reducir la inversión inicial, el tiempo de construcción y los costo de operación, 2) aumentar la disponibilidad y los periodos de operación entre recargas, 3) mitigación mejorada en caso de accidentes, 4) reducción de residuos radiactivos, 5) incorporación de sistemas pasivos de seguridad. La probabilidad de daño al núcleo se estima es un orden de magnitud menor en este grupo. Las centrales que lograron diseños, licenciamiento y construcción con esas características son: ABWR (GE- Hitachi, y Toshiba, operando desde 1996 en Japón), APR (diseñado en Corea en 1999), AP1000 (en construcción en China y EE.UU.) y el EPR (en construcción en Olkiluoto en Finlandia y Flamanville den Francia).[8]

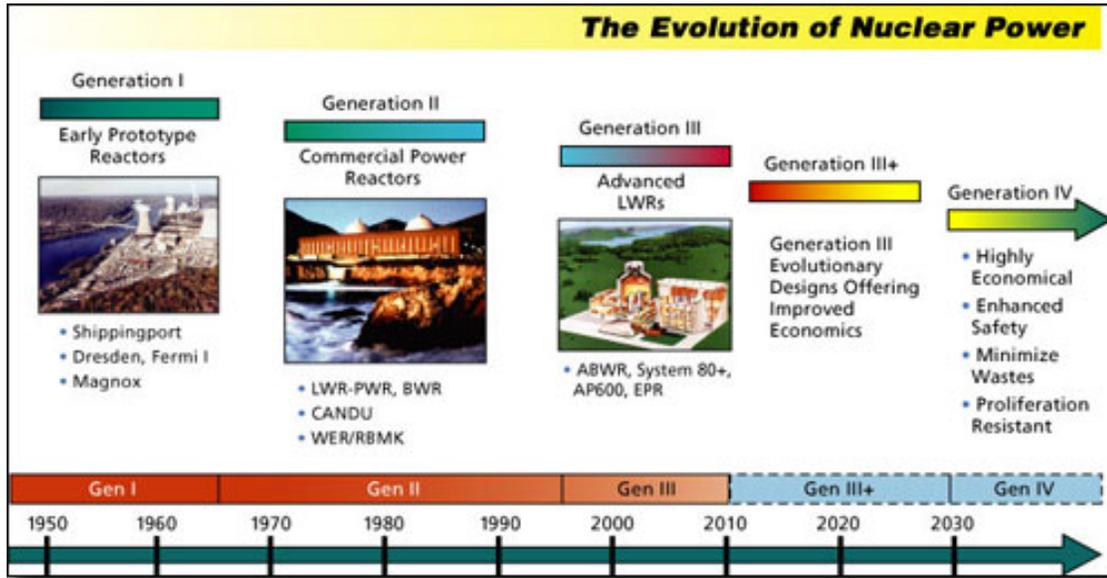


Figura 2-10: Evolución de la tecnología nuclear [12]

Los diseños de la Generación III+, que se esperan entren en operación en la siguiente década tiene las siguientes características: 1) diseños con sistemas pasivos de seguridad, 2) simplificación para mejorar costos de construcción, operación e inversión. Trece diseños compiten por aprobar programas conjuntos de licenciamiento y construcción por medio de consorcios frecuentemente multinacionales. De agua hirviente están ABWR, ESBWR, SWR-1000, ESWR-1390, BWR 90+ y de los presurizados el EPR-1400, VVER-1000, VVER-1500, AP1000, IRIS. De los moderados con grafito el PBMR y el GT-HTGR mientras que el CANDU y el ACR son moderados con agua pesada [12].

Con estos antecedentes, un conjunto de más de 25 instituciones de 13 países están desarrollando seis tecnologías de reactores nucleares para ponerlos en marcha entre 2020 y 2030. Entre el 2000 y 2002 formaron el GIF (Generation IV International Forum) con los siguientes cuatro principales objetivos para los diseños a desarrollar: 1) Sostenibilidad (que generen energía sostenible y promuevan la disponibilidad a largo plazo de combustible nuclear, minimicen los residuos nucleares); 2) Seguridad y confiabilidad excelentes (muy baja posibilidad de daño al núcleo y eliminar la necesidad de respuesta de emergencia externa); 3) Competitividad (costo del ciclo de vida con ventajas sobre otras fuentes energéticas y al menos con riesgos financieros similares al de otros proyectos energéticos); y 4) resistencia a la proliferación y protección física (con rutas nada atractivas para uso o robo de materiales para armas y promoción de protección física contra actos de terrorismo) [12].

Cuatro son reactores rápidos y funcionan a temperaturas más altas que los reactores de hoy. Particularmente, cuatro se señalan para la producción del hidrógeno pero todos representan avances continuos con economía, seguridad y confiabilidad y resistencia a la proliferación mejoradas. Los seis sistemas emplean un ciclo de combustible cerrado para maximizar los recursos y reducir al mínimo los residuos de alto nivel que se enviarán a un repositorio. El helio es el refrigerante de uno, dos usan agua ligera y los otros tienen como líquido refrigerante una sal llevando bismuto, sodio o fluoruro. Los últimos tres funcionan a presión baja, con ventaja significativa de seguridad. El último tiene el combustible de uranio disuelto en el líquido refrigerante. La gama de temperaturas es de 510°C a 1000°C, comparado con menos de 330°C para los reactores de agua ligera de hoy: significa que cuatro de ellos se pueden utilizar para la producción del hidrógeno. Los tamaños se extienden a partir del 150 a 1500 MWe (o a la térmica equivalente) [12].

3. Reactores Híbridos

3.1 Introducción

Las estrategias presentes para el manejo de los residuos radioactivos, producción de energía y abastecimiento de combustible representan un esquema insustentable. Se necesitan mejores opciones que lleven a la energía nuclear a un plano en el que pueda ser sustentable por miles de años, Así es como los retores híbridos entran en escena

Los reactores híbridos fusión-fisión tienen el potencial de realizar una contribución sustentable a largo plazo en el manejo de los residuos, producción de energía, y abastecimiento de energía. Es una vía más para lograr la sustentabilidad que al final deberá de competir con todas la otras alternativas con respecto a la seguridad, resistencia a la proliferación, confiabilidad, fácil mantenimiento, disponibilidad, y aún más importante, económicamente competitiva en un contexto de sistemas de energía nuclear integrales.

Ahora que el marco acerca de las metas de fabricación de los reactores híbridos de fusión-fisión y su rol potencial en la energía nuclear sustentable han sido establecidos, hablaremos sobre sus principios básicos.

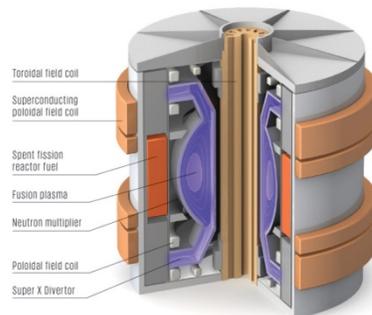


Figura 3-1: Compact Fusion Neutron Source (CFNS) [10]

3.2 Principios Básicos

Varios sistemas de fusión han sido propuestos para ser usados en el núcleo como fuente de neutrones de un reactor híbrido, incluyendo a ambos tipos de confinamiento: magnético e inercial.



Figura 3-2: Principales zonas en un reactor híbrido con cobija de cría

La idea no es nueva. Se origina en los años 50s y cada década la idea resurge. Sin embargo no existe la suficiente motivación para emprender un programa de investigación más serio. Las razones son que en el pasado, las aplicaciones híbridas no eran consideradas prioritarias en la producción de energía nuclear y un reactor híbrido era visto como una tecnología compleja, científicamente no probada, y muy cara debido al núcleo de fusión.

La situación actual es muy distinta. Muchos expertos en energía concuerdan en que la energía nuclear es una opción realista para lograr una generación de electricidad libre de carbono a nivel mundial y en una escala de tiempo aceptable [17].

La Figura 3-3 muestra dos de los sistemas de fusión propuestos

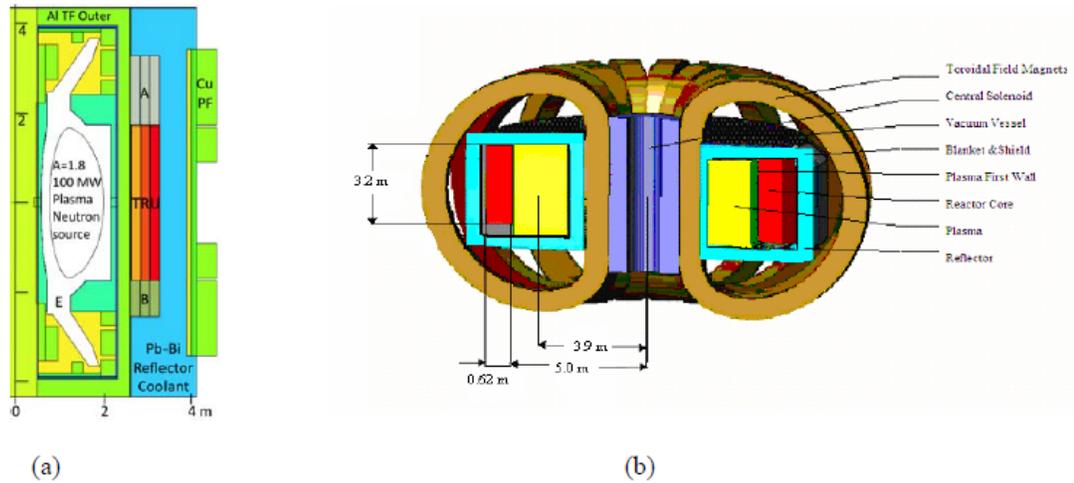


Figura 3-3: (a) Tokamak esférico (b) tokamak estándar [17]

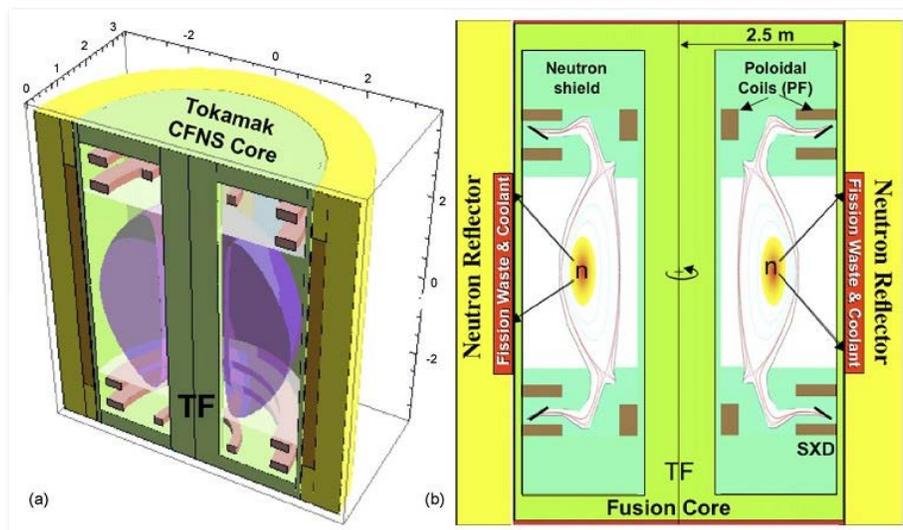


Figura 3-4: (a) vista 3D y (b) 2D del CFNS con las dimensiones actuales usadas en las cálculos en MCNPX [10]

Una pregunta clave es si el reactor híbrido de fisión-fusión es el enfoque más conveniente para lograr la sostenibilidad de energía nuclear a largo plazo, en comparación con otras alternativas.

3.3 Motivación

La motivación científica primaria para continuar con un enfoque híbrido ha sido utilizar la característica de los neutrones rápidos de sistemas de fusión. El enfoque híbrido tiene ciertas ventajas sobre los reactores rápidos, y los de cría, o con la fusión pura. Por ejemplo en la física del plasma para iniciar la fusión, o en la parte de fisión, en donde gracias al excedente de neutrones de alta energía, procedentes de la fusión, podemos tener un sistema subcrítico, con una alta tasa de transmutación de actínidos.

En consecuencia, es útil pensar en el núcleo de fusión, ya sea de origen por confinamiento magnético o inercial, simplemente como una fuente de neutrones que se suministran a la manta de fisión circundante.

La reacción de fusión primaria de interés en un híbrido implica el deuterio y el tritio. A una temperatura de aproximadamente 15 keV estos elementos se fusionan, produciendo una partícula alfa de 3.5 MeV y un neutrón de 14.1 MeV. Este es el neutrón que es de interés para los híbridos. Vale la pena señalar que la cobija debe criar el suficiente tritio para mantener un abastecimiento permanente del núcleo de fusión, pues el tritio no está disponible como un recurso natural.

Los neutrones con energías altas, del orden de varios MeV, también pueden causar reacciones de fisión, con una mayor probabilidad relativa (de fisión a captura) pero menor probabilidad absoluta que los neutrones térmicos, aunque producen un mayor número de nuevos neutrones por reacción en promedio. Estos neutrones "rápidos" son deseables para la fisión de ciertos actínidos de larga duración que no se pueden dividir de manera eficiente con los neutrones térmicos. Aunado al hecho de que se produce una gran cantidad de energía durante la fisión de neutrones rápidos, el objetivo principal es producir productos de vidas medias más cortas, reduciendo así la cantidad de elementos radiactivos de larga vida que necesitan ser eliminados en un repositorio. Vale la pena señalar que un suministro independiente de neutrones rápidos, junto con el desarrollo de nuevas tecnologías de revestimiento de combustible, también podría permitir la posibilidad de un tiempo más prolongado de operación debido a un quemado más grande, lo que reduce la producción neta de los residuos de actínidos [17].

Los conceptos propuestos de híbridos potencialmente hacen uso de cada uno de estos tipos de reacciones. En última instancia, la economía, la seguridad, el impacto ambiental, la resistencia a la proliferación, determinarán la competitividad de los híbridos en el cumplimiento en alguna o en todas las misiones anteriores.

3.4 Aplicaciones

Para decidir si el reactor híbrido es un enfoque atractivo, hay que definir cuidadosamente las aplicaciones. Es importante definir la misión primordial para poder hacer comparaciones con otras alternativas.

3.4.1 Manejo de Residuos

Tres escenarios cualitativamente diferentes pueden ser previstos en la categoría de gestión de residuos. Como un primer escenario, considere el $^{239}_{94}\text{Pu}$ para ser un desecho nuclear de larga vida indeseable en lugar de una fuente de energía. En este caso los isótopos de plutonio y los actínidos menores deben estar separados químicamente a partir del combustible LWR gastado. También puede ser deseable separar los subproductos de larga duración de fisión, tales como el $^{99}_{43}\text{Tc}$. A la separación química se le conoce como "reprocesamiento," que, en general, es caro y la mayoría coinciden en que aumentará el riesgo de proliferación. Los materiales indeseables de larga duración, pueden llegar a ser parte de la cobija en un transmutador híbrido. Una variante de este escenario trata el plutonio como una fuente deseable de combustible, pero ello requiere el reprocesamiento adicional para separar el $^{239}_{94}\text{Pu}$ de los actínidos menores y de los subproductos de fisión de larga duración. De esta manera el plutonio puede ser reciclado en diversas opciones como un combustible, mientras que los restantes productos de desecho no deseados pueden ser tratados por medio de un transmutador híbrido.

Como un segundo escenario, si uno ve de nuevo al $^{239}_{94}\text{Pu}$ como un combustible fisionable deseable, entonces, una fuente de neutrones de fusión se puede utilizar para aumentar sustancialmente el quemado del combustible en comparación con un reactor crítico; es decir, los neutrones de fusión que son enviados hacia la cobija de fisión subcrítica en el reactor híbrido pueden complementar a los neutrones de fisión para mantener la reacción en cadena más tiempo que en un reactor crítico, para enriquecimientos comparables. Esto se conoce como "quemado profundo." El resultado es que una cantidad mucho mayor de residuos de actínidos se puede fisiónar, más que en un reactor crítico, antes de que el combustible se deba reemplazar. Una ventaja potencial es que con un quemado extremadamente alto puede ser posible emplear un ciclo de un solo paso "quemar y enterrar" que eliminaría la necesidad de reprocesamiento y enriquecimiento.

El tercer escenario es el caso de una eliminación gradual de la energía nuclear, donde todavía sigue habiendo un gran legado de los residuos nucleares de los reactores comerciales y de aplicaciones de defensa. La meta, entonces, es la separación de plutonio, de otros actínidos menores, y de productos de fisión de larga vida para ser transmutados en un reactor híbrido. La basura residual de larga vida del reactor híbrido

será mucho menor en masa y la carga de calor, lo que reduce la carga en un depósito geológico con respecto al volumen, radiotoxicidad, y la carga de calor.

Una estrategia que se ha planteado para el manejo de residuos es optar por tener un determinado número de CFNS destructores de actínidos procedentes de los reactores de agua ligera. Esta estrategia no prescindiría de un repositorio, el volumen de los actínidos que se encuentren en éste disminuiría dramáticamente.

Aunque el suministro de combustible de uranio se considere adecuado para los próximos 50 a 100 años, con el tiempo será limitado y más caro para los reactores de agua ligera. El criador híbrido puede utilizar uranio empobrecido obtenido del proceso de enriquecimiento de uranio, que es sobre todo $^{238}_{92}\text{U}$, para criar $^{239}_{94}\text{Pu}$ combustible para los reactores de agua ligera. Millones de toneladas de uranio empobrecido se encuentran ahora en el almacenamiento y se consideran una de los residuos nucleares de bajo nivel [17].

La cría de combustible también puede lograrse con torio en lugar de uranio como combustible fértil: el $^{232}_{90}\text{Th}$ captura un neutrón, produciendo $^{233}_{92}\text{U}$, que es un excelente combustible [17].

3.4.2 La Cría del tritio

En una planta de fusión es necesario criar tritio de manera eficiente, obteniendo cuando menos un átomo de tritio por cada uno consumido. Solo hay un neutrón producido por cada reacción DT, y por lo tanto es necesario asegurar lo anterior, en promedio cada neutrón cría al menos un núcleo de tritio. Inevitablemente, algunos neutrones se pierden debido a la absorción en las estructuras de la planta, además está el hecho de que no es posible rodear por completo el plasma con la cobija de litio, la geometría toroidal de los sistemas de confinamiento magnético restringe la cantidad de cobija que puede ser usado para la cría de tritio en el interior del toroide. El litio es un mineral ampliamente disponible sobre la corteza terrestre. Las reservas han sido estimadas en 30,000 años de suministro a la tasa energética de consumo actual [17]; e incluso cantidades mayores de litio pueden ser extraídas de agua marina



Figura 3-5: Salar de Uyuni [18]

De cualquier forma cada neutrón obtenido en la reacción D-T comienza con una energía de 14.1 MeV, así que en principio éste puede someterse a la reacción endotérmica del Li-7 y producir un neutrón secundario, así como un núcleo de tritio.

El neutrón secundario puede ir a la cría de más tritio en ambas reacciones en los isótopos L7 y L6.



En la siguiente gráfica (figura 3-6) se muestran las secciones eficaces para cada uno de los isótopos del litio y es muy claro ver que la reacción 3.1 es mucho más factible que la reacción 3.2.

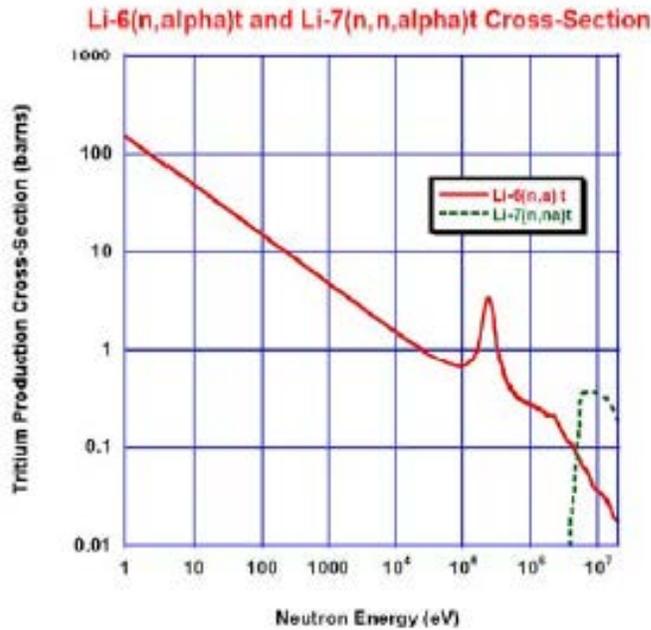


Figura 3-6: Secciones eficaces del litio natural y litio ${}^6_3\text{Li}$ [19]

Es por consiguiente que se tiende a enriquecer el litio natural con litio ${}^6_3\text{Li}$ para aumentar la razón de cría de tritio.

La primera generación de dispositivos de fusión controlada fueron diseñados para liberar calor de la reacción D-T proveniente de una partícula alfa, α , y un neutrón, n , en una reacción nuclear fuertemente exotérmica



Esta energía liberada es

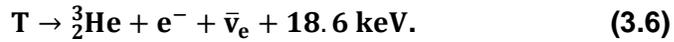
$$\text{Q} = 17.6 \text{ MeV} \quad (3.4)$$

Usando esta energía liberada (3.4) y despreciando el calor generado debido a la captura del neutrón, la cual puede añadir una cantidad considerable de MeV por reacción, encontramos que para producir una potencia promedio por fusión P_F (térmica) requiere de una tasa de consumo de masa de tritio de [20]:

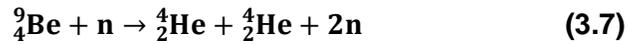
$$\dot{M}_1 = 56P_F \text{ kg y}^{-1} \text{ GWT}^{-1} \quad (3.5)$$

Se ha abreviado Gigawatt térmico de potencia como GWT, Un pequeño porcentaje de esta potencia de fusión (térmica) puede ser convertida en electricidad por turbinas de vapor o de gas.

El tritio radioactivo decae espontáneamente a ${}^3_2\text{He}$, un electrón e^- y un electrón antineutrino $\bar{\nu}_e$ con una vida media de 12.3 años en el proceso de decaimiento beta

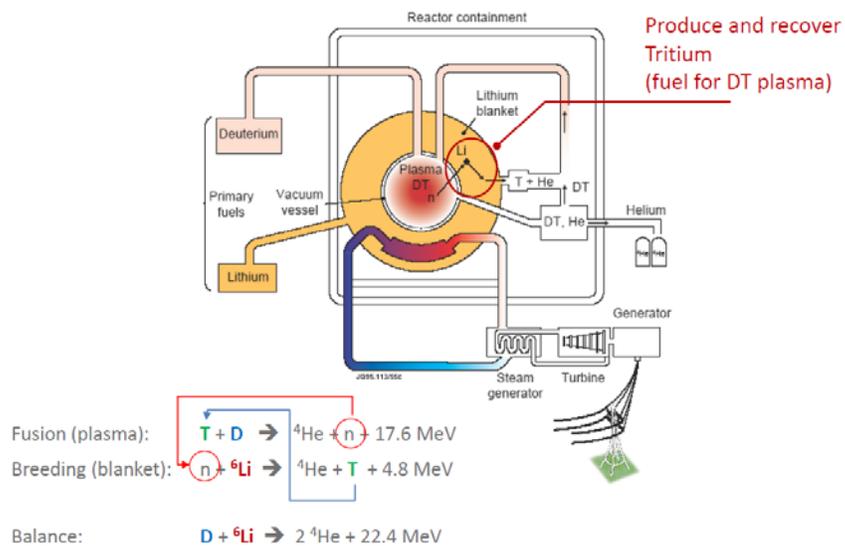


Existen otras reacciones nucleares como las que se generan con el plomo y el berilio, que pueden incrementar el número de neutrones.



Debido a las pérdidas por absorción, los cálculos de la tasa de cría del tritio se complican y se necesita tomar en cuenta la estructura mecánica detalladamente.

The functions of the Breeder Blanket (1)



The functions of the Breeder Blanket (2)

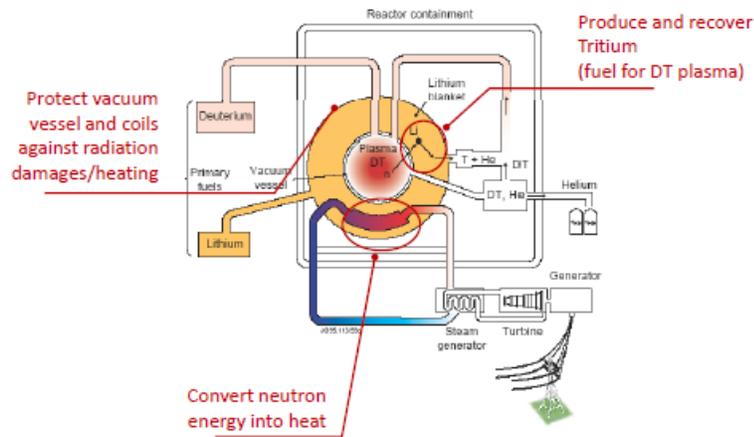


Figura 3-7: Funciones de la cobija de cría de tritio [19]

La viabilidad de la cría de tritio depende tanto de la física básica como de la ingeniería.

En la reacción de los dos isótopos de la reacción (3.3), $4/5$, de los 17.6 MeV de la energía liberada, 14.1 MeV es llevada por el neutrón y un quinto o 3.5 MeV por la partícula alfa, que calienta el plasma confinado. La mayoría de los neutrones son absorbidos por la cobija de cría, donde se produce más de un tritio por neutrón para compensar los neutrones que se escapen a través de las brechas en la cobertura de la cobija o son absorbidos por la estructura el material, para compensar las pérdidas en el sistema de la manipulación de tritio, y para proporcionar el exceso de tritio para realimentar la reacción. La relación de reproducción de tritio (TBR).

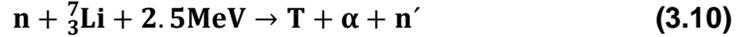
$$\text{TBR} = \frac{\text{cría de tritio}}{\text{tritio quemado}} \quad (3.8)$$

Se define como *el número promedio de átomos de tritio criados por un átomo de tritio quemado en la reacción (3.3)*. Debemos tener $\text{TBR} > 1$, para una fusión autosostenida.

En cobijas con litio puro. Con un diseño adecuado, es posible obtener

$\text{TBR} > 1$ en cobijas que contienen litio con una combinación de reacciones





Este neutrón n' de (3.9) tiene una energía menor que el neutrón incidente n . El porcentaje atómico de abundancia que naturalmente ocurre en el Li es



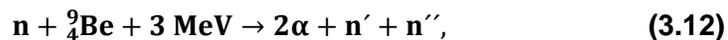
La reacción exotérmica (3.9) tiene una sección eficaz muy grande, 940 b, para neutrones con velocidades de 2200 m/s [15].

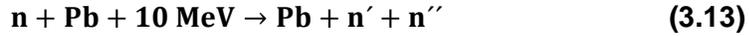
La sección eficaz del Li-6 sigue una función $1/v$ para energías por arriba de 60 keV. En consecuencia, con la selección cuidadosa de los materiales estructurales y de la geometría para reducir al mínimo la pérdida de neutrones por absorción o escape de la cobija, casi la totalidad de los neutrones que son frenados a energías térmicas de sus iniciales 14.1 MeV puede ser absorbidos por el ${}^6_3\text{Li}$ y puede generar tritio. La reacción (3.9) también hace una contribución sustancial a la salida de potencia térmica del reactor de fusión a partir de la liberación de energía por reacción, 4.8 MeV, que es el 27% de la energía liberada de los 17.6 MeV de la reacción de fusión primaria (3.3).

La sección eficaz del litio-7 en la segunda reacción, la endotérmica, (3.10) es suprimida debido a la barrera de Coulomb de los productos (T, α, n) que poseen una carga, para energías justo por debajo del umbral de 2.5 MeV (ver Figura 3-7), pero tiene una sección transversal del orden de 0.3 b para neutrones con energías superiores a 5 MeV. Esta reacción (3.10) puede ser fácilmente llevada a cabo por los neutrones de 14 MeV procedentes de la reacción de fusión (3.3), y que permite a un solo neutrón generar dos o más tritios. Por ejemplo un neutrón 14 MeV puede romper un ${}^7_3\text{Li}$ en un T y una α de acuerdo con (3.10). Si el neutrón n' , retiene más de 2.5 MeV después de romper un núcleo ${}^7_3\text{Li}$, éste puede romper un segundo ${}^7_3\text{Li}$ y liberar otro T antes de caer por debajo del umbral de energía para la reacción de (3.10), cuando aún puede ser capturado por el ${}^6_3\text{Li}$, de acuerdo con la reacción (3.9), para formar al final un T.

3.5 Multiplicadores de neutrones

Una segunda manera de conseguir relativamente grandes relaciones de reproducción de tritio es incluir multiplicadores de neutrones, especialmente berilio (Be) y plomo (Pb), en cobijas de litio.





Uno de los neutrones n' provenientes de la reacción (3.12) de bajo umbral ($n, 2n$) ocasionalmente puede retener suficiente energía cinética para conducir a otro ciclo de la reacción (3.12) o (3.10), en la mayoría de los casos los neutrones producidos debajo del umbral sólo podrán producir tritio a través de la reacción de captura sobre el ${}^6_3\text{Li}$ en concordancia con (3.9). Por lo tanto, cuando se usan las reacciones ($n, 2n$) de (3.12) y (3.13) se puede incrementar el TBR usando litio que ha sido enriquecido con el isótopo del litio ${}^6_3\text{Li}$. La dependencia energética de las secciones eficaces para las reacciones más importantes se muestra en la Figura 3.8

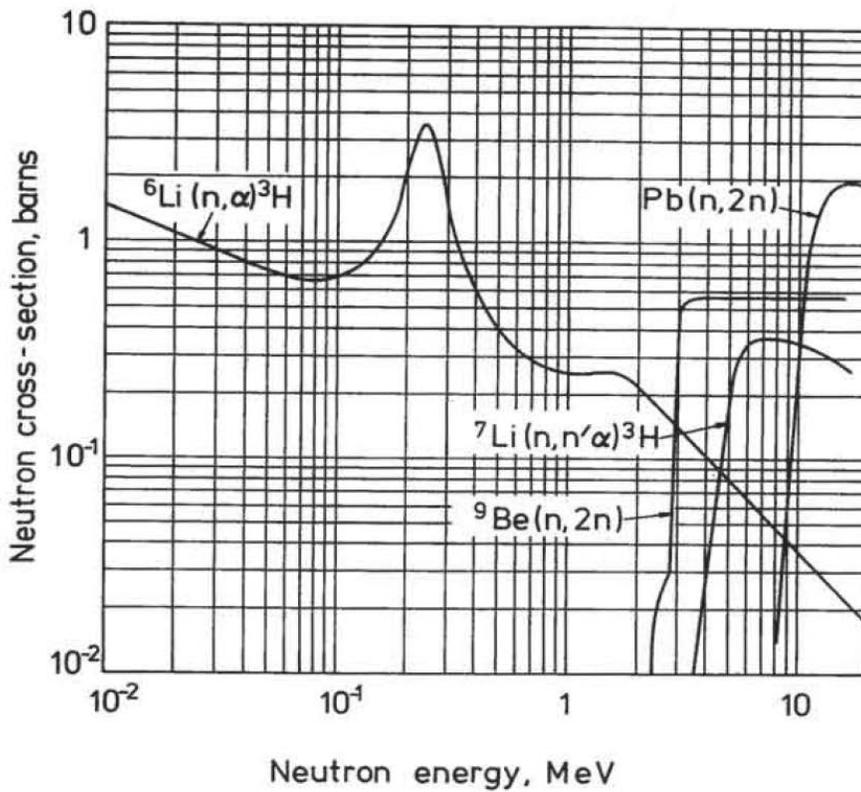


Figura 3-8: Secciones eficaces para las reacciones (3.9), (3.10), (3.12) y (3.13) [16].

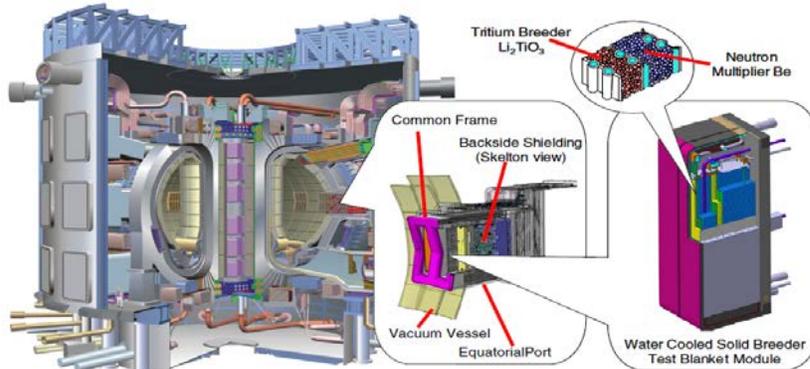


Figura 3-9: Test Blanket Module (TBM) para ITER [19]

3.6 Neutrónica

Como se discutió anteriormente, en circunstancias ideales, es posible producir casi dos tritios por cada neutrón de 14 MeV. En el litio puro, de composición isotópica natural, le daría una relación de reproducción de tritio ideal, $TBR \approx 2$. Sin embargo, muchas décadas de trabajo han tardado en el perfeccionamiento de los métodos de cálculo neutrónico para los reactores de fisión y de "ajuste" de los códigos mediante la comparación de sus predicciones con las observaciones. Códigos análogos para reactores de fusión, y en particular para la cría de tritio han tenido menos tiempo para su perfección y ajuste. Con valores suficientemente confiables de las secciones eficaces de las reacciones clave como (3.9), (3.10), (3.12), (3.13), etc., con el uso de mejores métodos numéricos, con mejores modelos que puedan representar la geometría heterogénea y los materiales estructurales del reactor, deberá ser posible calcular los valores de la TBR que serán muy aproximados de los que se observan experimentalmente. A pesar de esto, muchos problemas prácticos de ingeniería limitarán la TBR a valores menores 2. Cálculos análogos para los reactores de fisión predicen el factor de multiplicación de neutrones y su dependencia con las posiciones de las barras de control y otros parámetros del reactor con mucha precisión. Se está haciendo un gran progreso en la neutrónica de cría del tritio. Dado que la cría de tritio depende en gran medida de las reacciones con neutrones más rápidos que las que normalmente se encuentran en los reactores de fisión, las secciones eficaces clave de neutrones rápidos para la cría y materiales estructurales tienen que evaluarse con especial cuidado [15].

4. Metodología

4.1 Introducción

Monte Carlo es un método creado desde un punto de vista probabilístico y no determinista, para la simulación de procesos nucleares. Desarrollado por el Laboratorio Nacional de Los Alamos desde 1957, se utiliza, principalmente, para la simulación de procesos nucleares, tales como la fisión, pero tiene la capacidad para simular las interacciones de partículas que incluyen neutrones, fotones y electrones.

La presente tesis fue desarrollada con ayuda del software MCNPX. Por razones de costos, 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 utilizó el software Xming versión 6.9.0.31. 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.

En el método Monte Carlo la historia de los neutrones se reproduce en detalle en una computadora. Es importante recordar que en cada etapa de la vida de un neutrón, su comportamiento futuro se puede determinar con ayuda de varias funciones de distribución de probabilidad. Por ejemplo, la localización de una interacción se determina con la función $p(x) = \sum_t \exp(-\sum_t x)$. El tipo de interacción se determina por tasas de secciones eficaces (por ejemplo, σ_s/σ_t es la probabilidad de que una interacción sea una dispersión elástica); el ángulo de dispersión del neutrón (si es dispersado) se obtiene de la sección eficaz diferencial ($\sigma_s(\theta)$); y así sucesivamente. En un cálculo de Monte Carlo, estas distribuciones de probabilidad son muestreadas por una computadora de tal forma que las historias calculadas de los neutrones sean reproducidas exactamente como ocurriría en un problema físico real. Por lo tanto, con este método es posible obtener paso por paso el "trayecto aleatorio" de las partículas a través del medio, obteniendo así la distribución exacta de los neutrones.

4.2 Trayectoria de la Partícula

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 α de una partícula (ver figuras 4.1 y 4.2), y las coordenadas esféricas definen su dirección

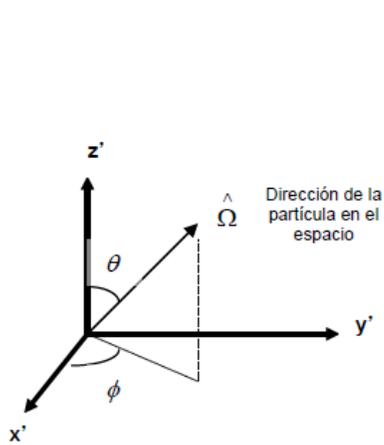


Figura 4-1: Dirección de la partícula en coordenadas esféricas [15]

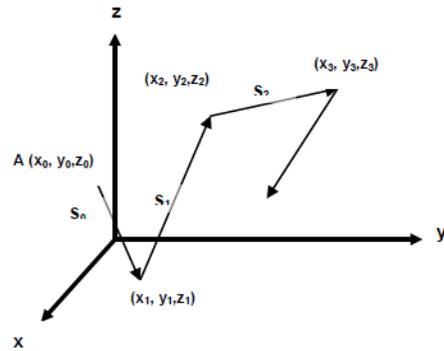


Figura 4-2: Trayectoria de la partícula en el medio [15]

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 = longitud de la trayectoria de viaje de la partícula hasta su siguiente colisión.....

(1)

Σ_t = sección eficaz macroscópica total.....(2)

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

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

$\int_0^s e^{-\Sigma_t s} ds$ = probabilidad de que la partícula tenga una interacción entre s y $s+ds$(5)

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

$$x_{i+1} = x_i + s_i(\text{sen}\theta_i \cos\varphi_i)$$

$$y_{i+1} = y_i + s_i(\text{sen}\theta_i \text{sen}\varphi_i)$$

$$z_{i+1} = z_i + s_i(\text{sen}\theta_i)$$

Los ángulos después de la dispersión también se pueden determinar; θ es el ángulo de polar y φ es el ángulo azimutal. Usualmente el ángulo φ es distribuido aleatoriamente en el intervalo de 0 a 2π .

La energía de la partícula después de la dispersión se obtiene muestreando la función de probabilidad 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:

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

4.3 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:

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

O con notación diferencial:

$P(x) dx$ = probabilidad de que ocurra una interacción entre x y $x+dx$.
 Cuando x está dentro de un intervalo continuo, la probabilidad es:

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

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

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

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

Por ejemplo: el espectro de energía de los neutrones de fisión χ 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 las secciones eficaces microscópicas de absorción y dispersión: σ_a/σ_t y σ_s/σ_t , respectivamente.

4.4 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 multiplicación efectivo de

neutrones: keff. 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).

4.5 Cálculo de la criticidad

En estos cálculos, un ciclo de keff 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 keff es el promedio de los eventos totales. El error relativo al estimar keff disminuye al aumentar el número de ciclos, así se tiene una buena estimación. Se utiliza para esto la ecuación:

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

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 keff:

1. En el primer ciclo del cálculo de keff, determinar la posición inicial del neutrón.
2. Utilizar un número aleatorio para seleccionar la energía del neutrón.
3. Usar el siguiente número aleatorio para determinar la dirección coseno del neutrón.
4. Determinar la localización de la siguiente colisión con el siguiente número aleatorio (la distancia que recorra el neutrón depende de la sección eficaz del material).
5. Verificar la nueva posición del neutrón para determinar si ha escapado del sistema; si esto ocurre, agregar un uno a los escapes totales y regresar al paso 1 empezando otra historia o ciclo, de otra forma, continuar.
6. Determinar 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 keff dividiendo el nuevo número de neutrones creados en este ciclo por el número de historias evaluadas en el ciclo.

4.6 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 incrementa.

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

4.7 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).

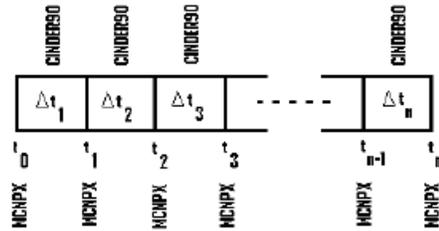


Figura 4-3: Diagrama de cómo se alternan los códigos MCNPX y CINDER90 para evaluar un caso con diferentes pasos de quemado.

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:

$$dN_m(t)\beta_m + Y_m + \sum_{k \neq m} N_k(t)\gamma_{k \rightarrow m}$$

Donde:

β_m Probabilidad total de transmutación para el isótopo m.

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

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:

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

Donde ahora los subíndices corresponden al orden en el que aparecen en una secuencia o cadena, y γ_{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:

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

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:

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

Cuya solución es:

$$N(\vec{r}, t) = N_0(\vec{r})e^{-\sigma \int_{t_1}^{t_2} \phi(r,t)\sigma(r)N(r,t)}$$

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:

$$N(\vec{r}, t) = N_0(\vec{r})e^{-\sigma(r)\phi(\vec{r})t_{prom}}$$

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:

1. Un cálculo de quemado es completado para la mitad del paso de quemado $[t(i) \rightarrow t(i+\frac{1}{2})]$, 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.

4.8 Computadora

Debido a la complejidad del modelo del CFNS en MCNPX, se requiere de un equipo de alto desempeño numérico, por lo que se utilizó como computadora principal una DELL Alienware Modelo Alienware AURORA_R3 con un procesador de 8 núcleos Inter (R) Core (TM) i7-2600 CPU a 3.40 GHz con memoria RAM de 16 Gb, con sistema operativo Windows 7 Home Premium.

Los modelos reportados en esta tesis fueron corridos en esta computadora.

4.2 Descripción del modelo 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 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 una combinación de Deuterio y Tritio, al 50% cada uno; este núcleo plasmático puede alcanzar una temperatura aproximada de 1×10^8 K, con una densidad de 1×10^{20} partículas cargadas/m³.

Tabla 4-1: Parámetros de referencia del CFNS [21].

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	$^{23}_{11}\text{Na}$, ^3_3Li , Li (enriquecido), y FLiNaBe
Material de la cubierta exterior	Pb-natural
Material de la columna principal (interna)	Cu
Altura de los anillos de combustible	6 m
Altura de la zona de refrigerante	8 m
Material que rodea al plasma	vacío
Fuente de neutrones rápidos	3.6×10^{19} [n/s]
Potencia de fusión DT	100 MW

Debido a la naturaleza de esta tesis, estos parámetros sólo sirvieron como base ya que fueron modificados tanto en su geometría como en su composición química dependiendo del caso en cuestión.

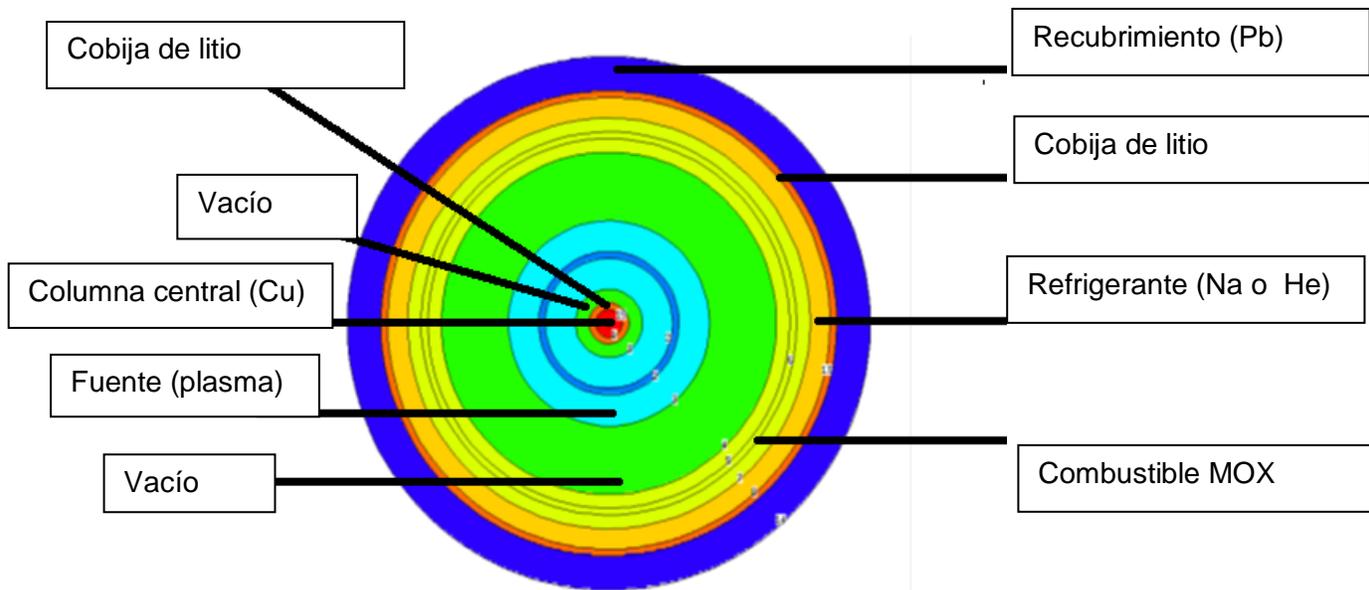


Figura 4-4: Modelo del CFNS en MCNPX

4.9 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 colocan 3 anillos cilíndricos. Se considera que la región anular que contiene al combustible está rodeada por una cobija de litio, para la cría de tritio, en tres costados (superior, inferior y exterior), mientras que la superficie interior es libre de recibir el flujo de neutrones de fusión (ver Figura 4-4).

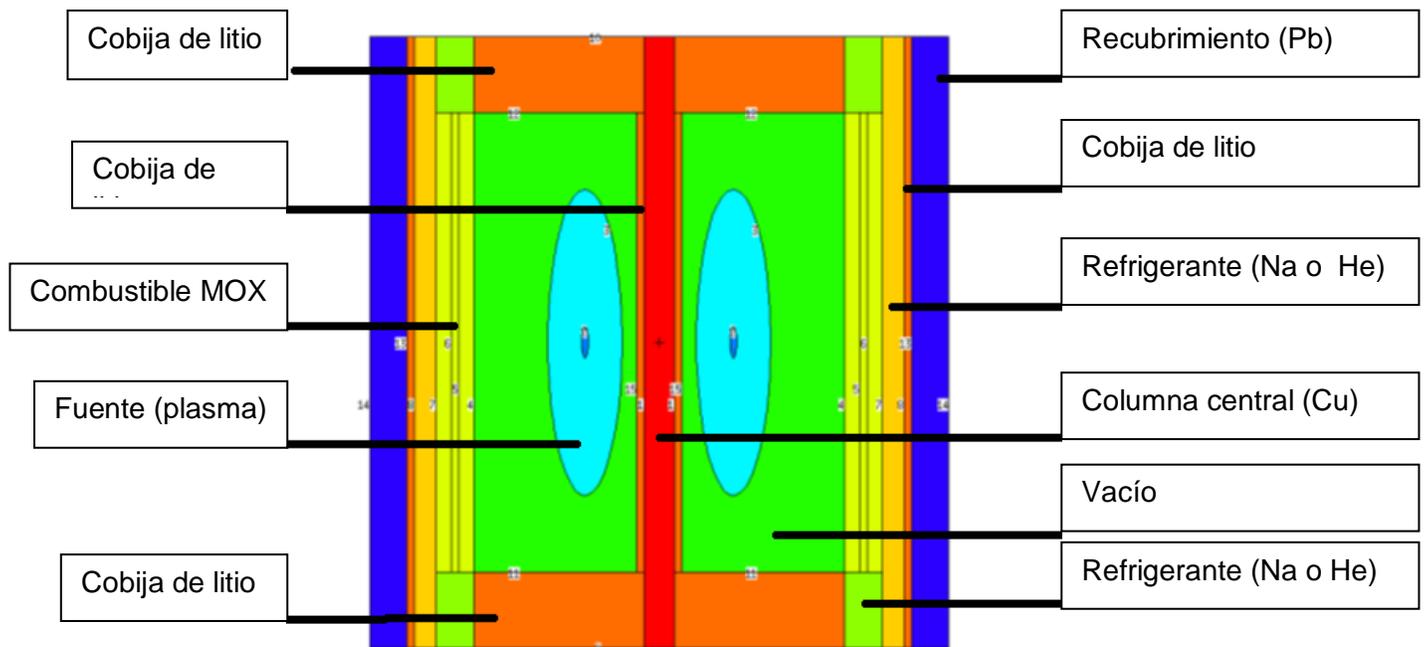


Figura 4-5: Modelo del CFNS en MCNPX

4.10 Modelo en MCNPX

La geometría del modelo logrado con el código MCNPX se visualizó, a su vez, con el programa Xming, 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. Una de las prioridades dentro de esta tesis es la obtención del mayor número posible de gramos de tritio, por lo que para cumplir con dicha misión forzosamente tuvimos que variar la geometría de acuerdo a los resultados obtenidos en las gráficas, así que además de rodear por tres secciones a los anillos de combustible con la cobija reproductora de tritio, también tuvimos que variar el espesor de ésta.

En las figuras 4.4 y 4.5 se representa por medio del programa Xming, dos vistas de la configuración original de nuestro CFNS basados en los parámetros establecidos en la Tabla 4-1.

El área 1 marcada con color rojo en el centro de las figuras 4.4 y 4.5, señala la columna central del CFNS, que consiste de un blindaje de plomo (de 11.34 g/cm^3 de densidad); el área 2 señalada en azul denota la fuente de neutrones de 14 MeV, generada al formarse el plasma (área 3 de color azul claro, que consiste de deuterio y tritio). Ambas áreas, 2 y 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 verde 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 8, de color amarillo, representa la sección del refrigerante (sodio líquido de 0.9291 g/cm^3) que envuelve a la sección de combustible, la cual a su vez se indica con el número 5, 6 y 7 en color amarillo claro. Finalmente, el área 14, 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. El número de neutrones simulados fue de un millón (5000 neutrones x 200 ciclos activos).

5. Resultados

5.1 Introducción

La cobija o Test Blanket Module (TBM) es uno de los componentes más críticos en la fusión termonuclear, debido a que tiene que asegurar un alto grado de recuperación energética (autosuficiencia de tritio), protección radiológica, mientras soporta complejas cargas termonucleares. Existen muchos prototipos de cobijas cada una con sus ventajas y desventajas. De entre las principales se encuentran los siguientes, Helium Cooled Lithium Lead (HHCL), Helium Cooled Pebble Bed (HCPB), Lead Lithium Cooled Ceramic Breeder (LLCB), Water Cooled Ceramic Breeder (WCCB), la gran mayoría utilizan acero Ferromartensítico de baja activación como material estructural, y refrigerados por agua o por gas en particular helio [19].

En algunos diseños la cobija actúa como elemento de cría y elemento multiplicador, pero también como refrigerante; este es el caso de la combinación Pb-Li eutéctico que es utilizado en varios diseños; otros usan las esferas de litio con óxidos titanio como elemento de cría, y en general existen muchas posibles combinaciones. La seguridad en estos diseños también ha sido una directiva y han sido sometidos a rigurosas y exhaustivas pruebas de diseño encontrando un problema recurrente en la soldadura de los serpentines internos que transportan el refrigerante pero se han diseñado nuevas estructuras como la que se muestra en la Figura 5-1 donde ya no se requieren soldaduras en las uniones de éstos, es un diseño más simplificado, así se resuelve uno de los problemas de diseño de los TBMs

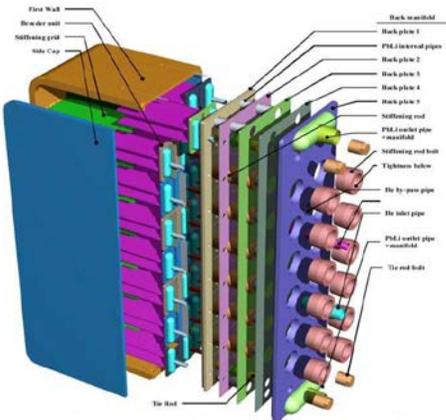


Figure 1 : Helium Cooled Lithium Lead (HCLL) TBM for ITER



Figure 2: mock-ups TBM subcomponents

Figura 5-1: Canales de refrigeración en el HCCLL [2]

Existen diversas variables en juego para el diseño de los TBMs que afectan de manera significativa el desempeño de éstos no sólo para la cría sino también para el transporte de la energía térmica producida por la fisión y la fusión, ver figuras 5-2 y 5-3. Si la potencia en la pared primaria (en inglés First Wall: FW) que recubre al toroide es grande, no sólo se afecta la estructura de acero recubierta por tungsteno, sino también el TBR, haciendo que disminuya. Otro factor es la separación (en inglés Gap) entre los módulos TMBs, si ésta es grande también se ve afectado el TBR, pero es importante que exista esta separación para las labores de mantenimiento remoto y remoción del tritio.

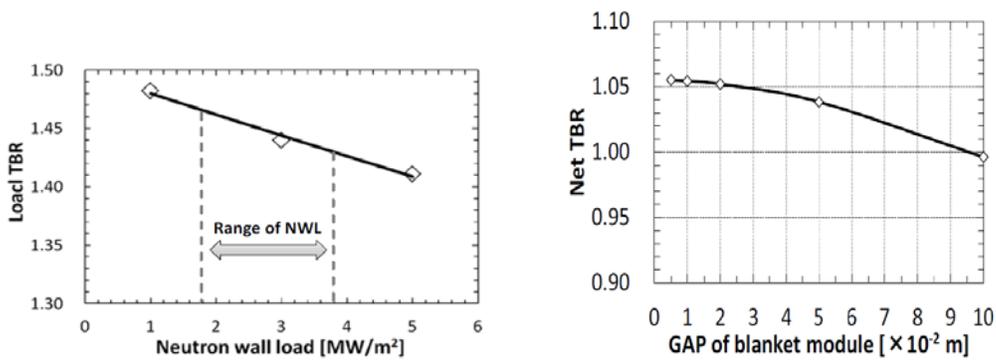


Figura 5-2: TBR en función del NWL [22] Figura 5-3: TBR en función del Gap [22]

Los diseños de cobija antes mencionados son utilizados para satisfacer las expectativas de un reactor de fusión como Iter o Demo, no para un reactor híbrido que contempla ambas técnicas nucleares, pero es posible extrapolar estas observaciones gracias a las condiciones tan similares de operación que existen en ambos casos.

También por último cabe destacar que las condiciones de operación en los canales de refrigeración por ejemplo para el WCSB son muy similares a las existentes en el núcleo de los reactores de fisión PWR, que son 280°C y 15 MPa [23].

5.2 Análisis de resultados

El siguiente análisis no pretende ser exhaustivo en el diseño de una cobija productora de tritio sino una comparación de las distintas combinaciones de casos reportados en la literatura. La primera parte de nuestro proyecto se basó en el modelo propuesto del CFNS cuyas características y dimensiones ya han sido descritas con anterioridad. Nuestro primer objetivo fue observar la cría del tritio en los diferentes tipos de combinaciones de cobijas descritas en la literatura más reciente.

Ya que el modelo CFNS posee una fuente de neutrones en el centro del toroide y éstos son emitidos de manera isotrópica y radial, entonces para obtener una mayor tasa de cría de tritio se optó por dotar al modelo original (Figura 5-4) con tapas en la parte superior e inferior además de una columna recubierta de cobija justo por el centro del toroide. El modelo con estas modificaciones se puede observar en la Figura 5-5

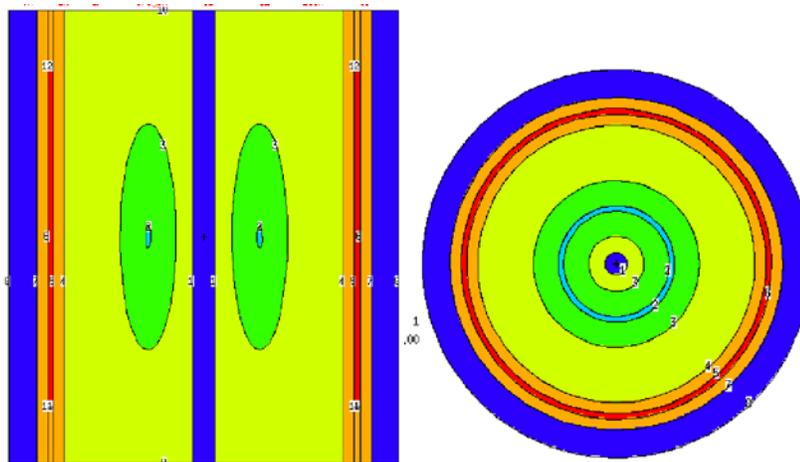


Figura 5-4: Vista superior y lateral del modelo base del CFNS

(En la vista superior el corte se encuentra a la mitad del modelo) [1]

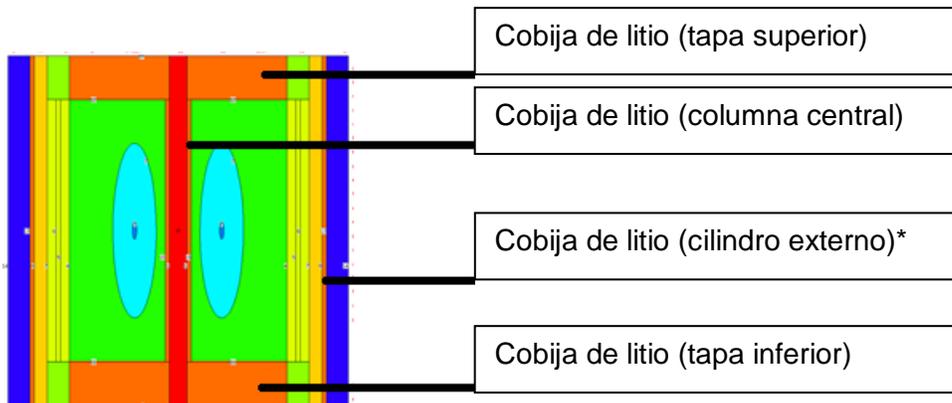
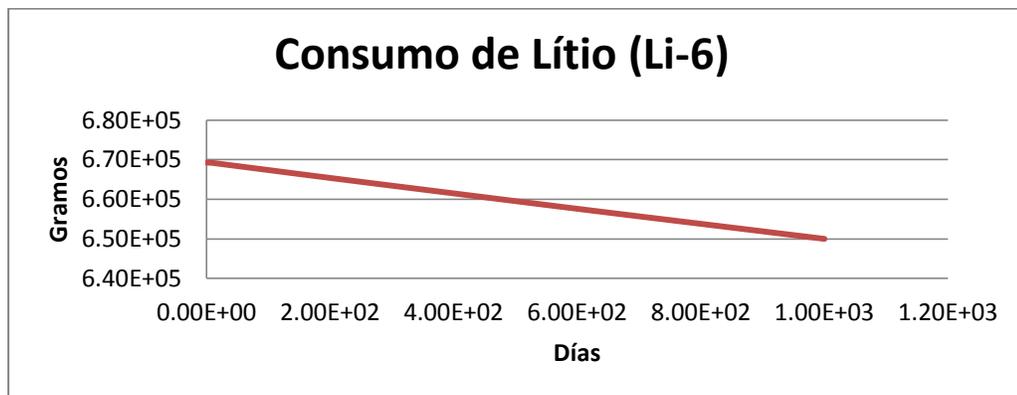


Figura 5-5: Vista lateral del modelo con cobija en tapas, cilindro externo y columna

Dado que en el programa MCNPX el cálculo de la cría del tritio está en función de los flujos neutrónicos que atraviesan a los volúmenes o “celdas”, para todo caso se procedió al cálculo de la cría en función de cada una de la secciones del reactor en donde se encontraba la cobija, así que la cantidad total del tritio generado por el reactor es simplemente la suma aritmética de las cuatro secciones (dos tapas, el cilindro externo a la zona de fisión y la columna en el centro del toroide). Los elementos de interés de los cuales se requería ver el consumo y generación fueron el tritio y el litio-6

A continuación se muestran los resultados sobre estas primeras pruebas. Se presenta para la sección de la cobija que recubre el combustible de fisión, y que demostró ser la de mayor peso en el balance de la cría del tritio por ser la zona más productora.



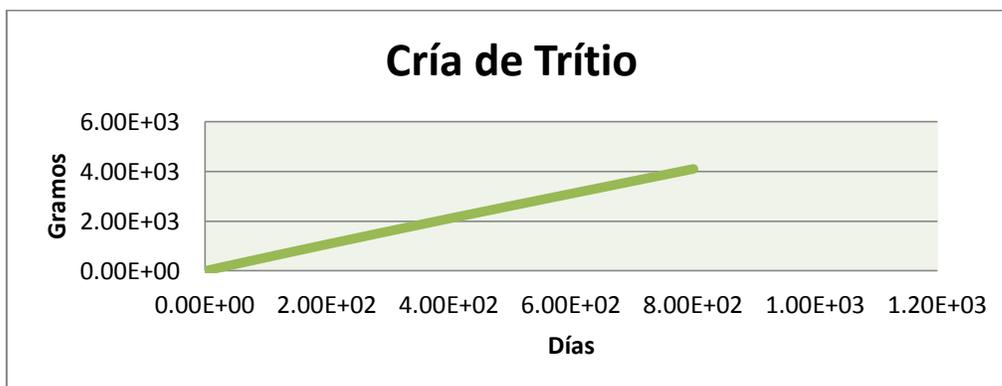


Figura 5-6: En esta gráfica se aprecia la generación de tritio

En la primera figura se observa cómo el litio 6 es consumido a través del tiempo debido a la ecuación 3.1 para dar paso a la generación del tritio.

En esta fase de la simulación el objetivo fue observar el comportamiento en la cría de algunas de las combinaciones más usadas en la literatura, así en primera instancia la selección fue la siguiente: Li TiO_3 y Li SiO_4 (ver Figura 5-9)



Figura 5-7: Li TiO_3 [8]



Figura 5-8: Cama de esferas $\text{Li}_4 \text{SiO}_4$ [8]



Figura 5-9: La cría generada por los dos tipos de cobija demostró que la mejor opción fue el Li_4SiO_4

5.3 Enriquecimiento

El enriquecimiento en litio-6 es un factor importante en la cría del tritio. Las reacciones 3.1 y 3.2 ya han sido comentadas con anterioridad y son las que caracterizan a este proceso.

Los enriquecimientos fueron hechos sobre el porcentaje de abundancia en el isótopo ${}^6\text{Li}$ (7.5%). Puesto que éste tiene el mayor potencial de ser convertido en tritio por medio de la reacción de captura y por su gran sección eficaz en comparación con el litio-7

En la siguiente gráfica se pueden ver los efectos del enriquecimiento en la cobija de litio sobre el mismo diseño de reactor para dos casos: litio natural y litio enriquecido al 80%.

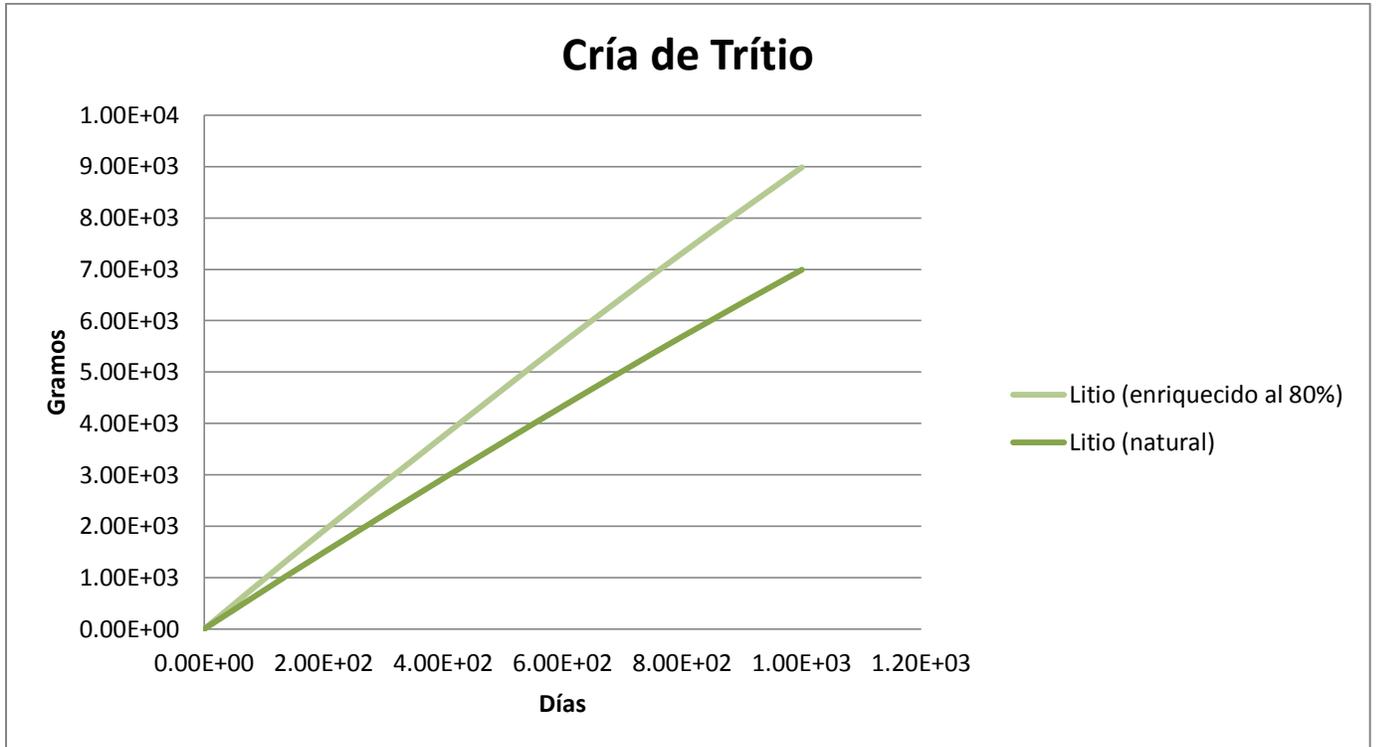


Figura 5-10: Cría de tritio (Primeros casos con el modelo original del CFNS)

5.4 Los Multiplicadores

Como ya se mencionó en la sección 3.1.1 la tarea principal de los multiplicadores de neutrones es obtener grandes tasas de cría del tritio. El multiplicador que se usó para esta simulación fue el Berilio, en particular el isotopo ${}^9_4\text{Be}$, cuya sección eficaz esquematizada en la Figura 3-3 resulta bastante conveniente para los neutrones rápidos que proceden de la fuente; la reacción que se genera es la ec. 3.7

En primera instancia se realizó un modelo sencillo que posee una capa de berilio antes de la cobija con el objetivo de que sirviera como un escudo multiplicador de neutrones: la Figura 5-9 representa dicho modelo con la capa de berilio en color verde claro.

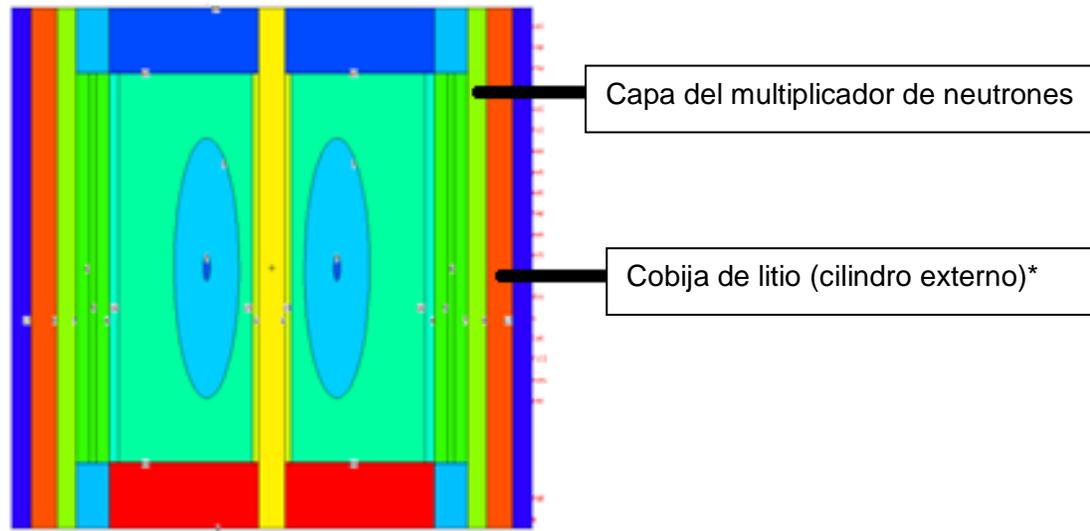


Figura 5-11: Modelo del CFNS con multiplicador de berilio

Los resultados de esta prueba se muestran en la Figura 5-12

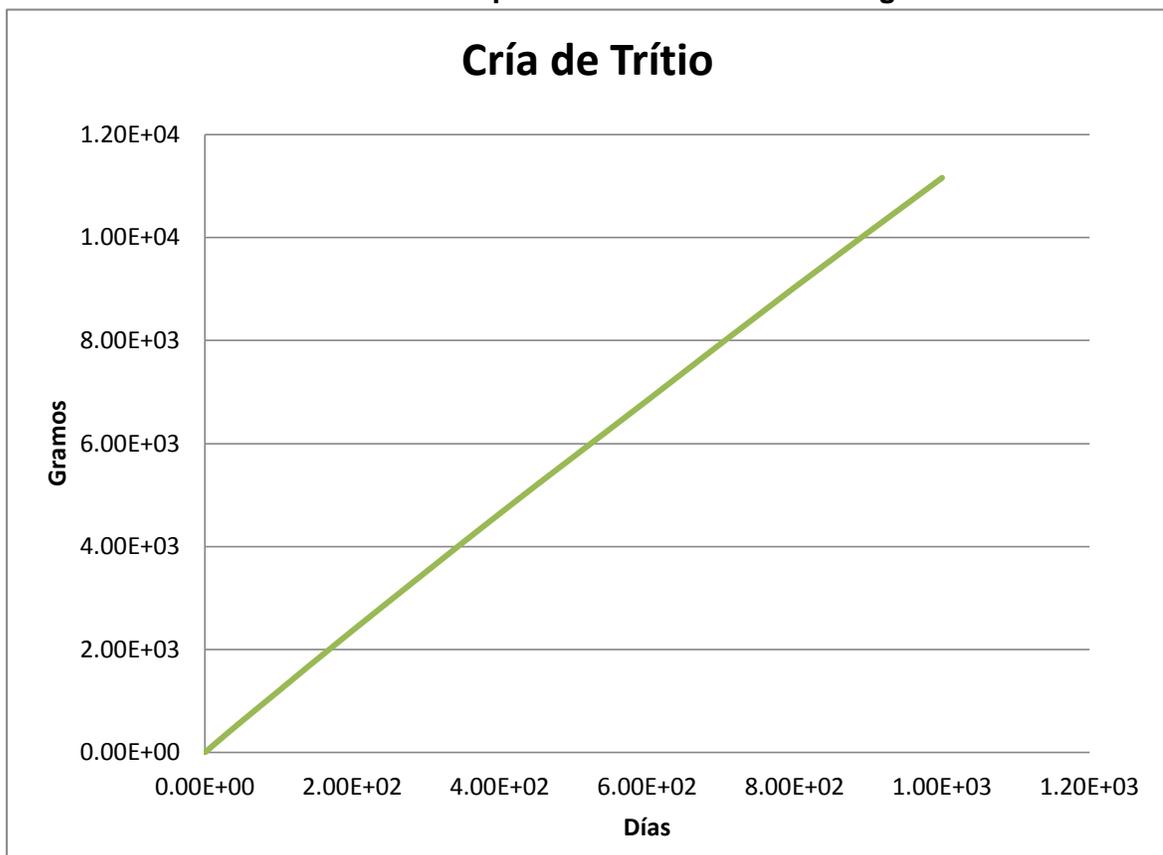


Figura 5-12: Cría de tritio para el caso de una placa con berilio

A pesar de poseer la capa multiplicadora de neutrones no se observó una mejora importante en la cría. La siguiente etapa de la simulación se basó en un modelo más elaborado el Helium Cooled Ceramic Breeder (HCCB), que posee capas de diversos espesores como lo indica la literatura [8], en la cual hace referencia a este modelo como uno de los desarrollados por China.

Las láminas de Berilio son de distintos espesores como se puede apreciar en las Figuras 5-13 y 5-14.

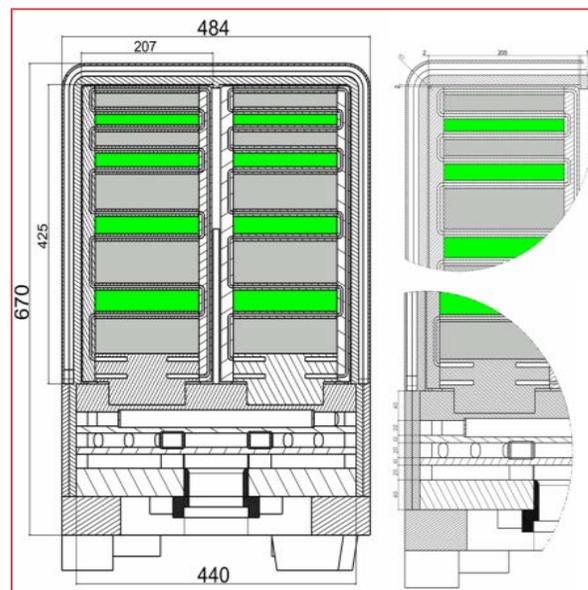


Figura 5-13: Las medidas de las placas multiplicadoras fueron tomadas con base en el modelo HCCB para ITER [8]

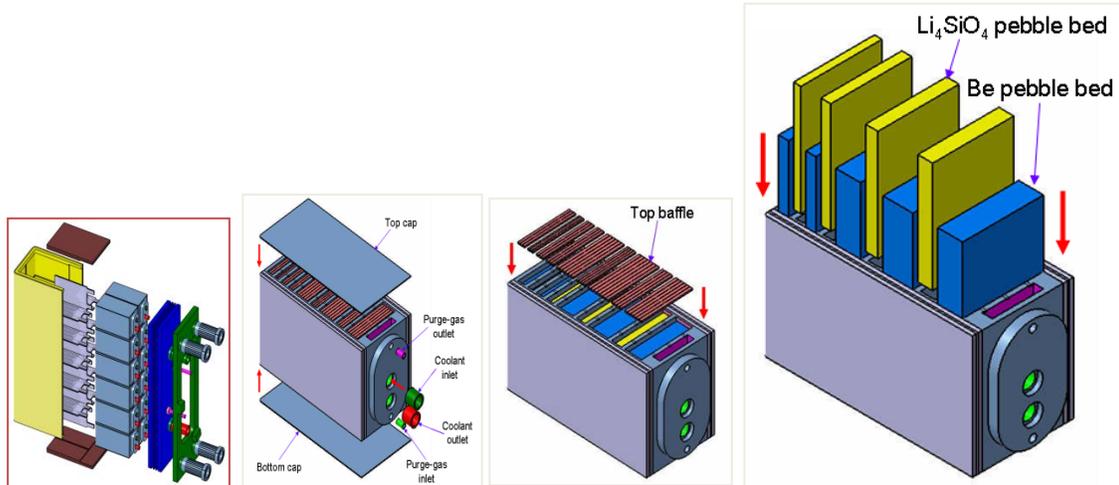


Figura 5-14: Detalle del modelo TBM con multiplicadores de Be-9 para ITER [8]

El modelo desarrollado en MCNPX que corresponde a estas mejoras se puede observar en la Figura 5-15, 5-16 y 5-17.

A13

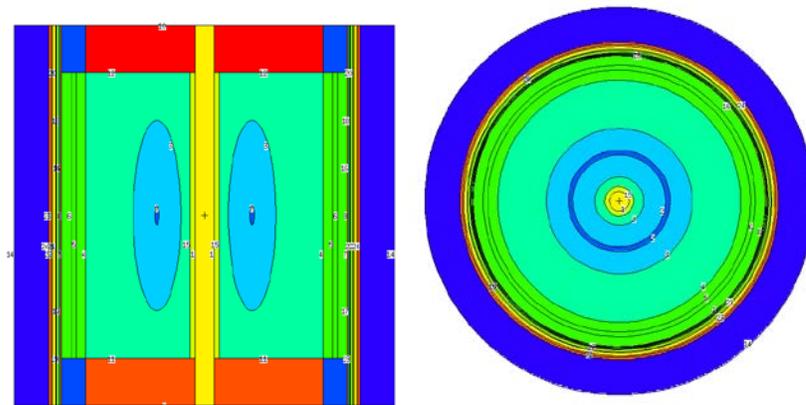


Figura 5-15: Modelo del MCNPX con las capas del multiplicador Be-9

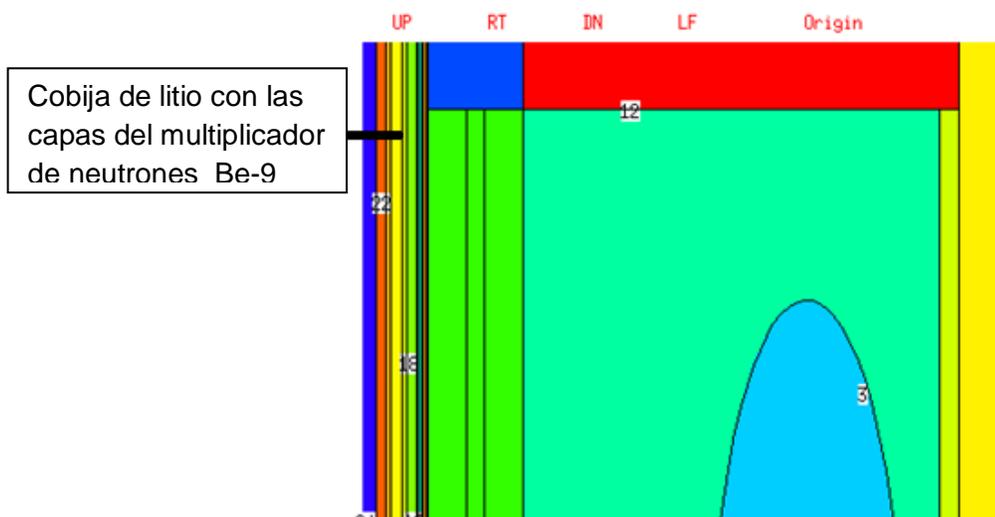


Figura 5-16: Acercamiento sobre la vista lateral de la cobija que cuenta con las capas multiplicadoras con la geometría de la figura 5-17

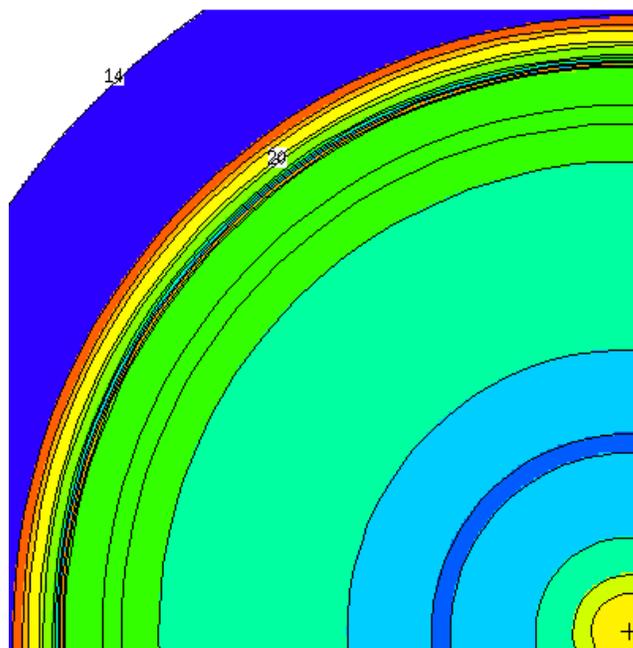


Figura 5-17: Acercamiento sobre la vista superior de la cobija que cuenta con las capas multiplicadoras con la geometría de la figura 5-17

En este caso es notable el incremento en la cría del tritio pero cabe destacar que la cobija que se utilizó fue la Pb-15.8 Li por haber demostrado ser una de las mejores combinaciones como elemento de cría sin embargo al utilizar esta misma cobija sin el multiplicador, mejoró aún más la cría y por lo tanto el TBR. La explicación para estos

resultados puede ser debido a que el Berilio 9 tiene una sección eficaz de dispersión grande. Los resultados de esta prueba se muestran en la Figura 5-18

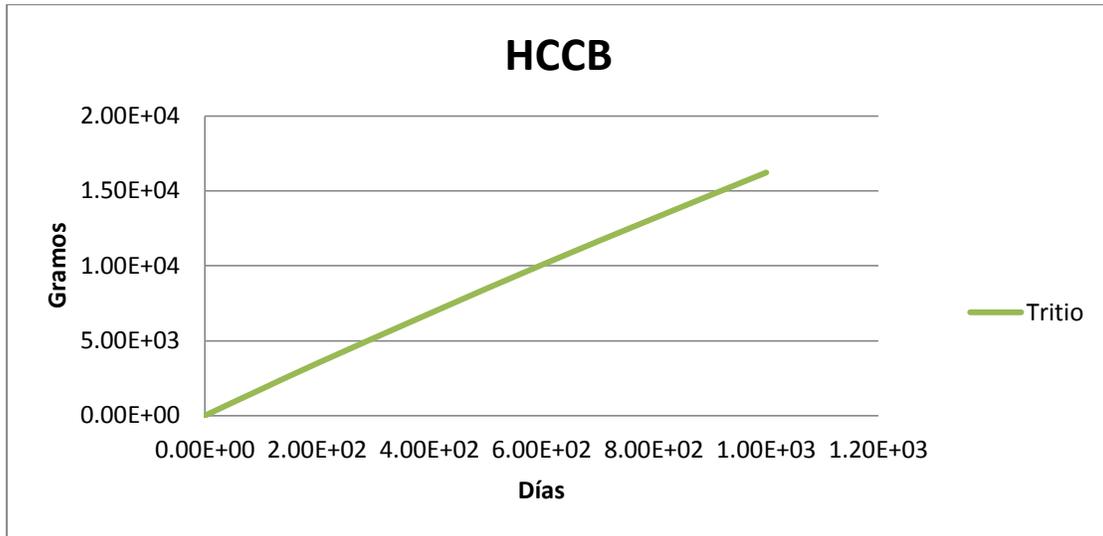


Figura 5-18: Cría de tritio con láminas de Be-9

5.5 Espesor de la cobija

¿Qué tan gruesa deberá ser la cobija?, es decir ¿cuál es el punto óptimo en el que los neutrones realizan su trabajo de manera efectiva? y después de este punto simplemente no penetran más.

Para responder a esta pregunta se realizó un análisis de sensibilidad dividiendo en 15 secciones de un centímetro de espesor cada una y observando la cantidad de tritio que se producida al final del periodo de quemado (que en todos los casos fue de mil días unos 95 días menos que tres años), el cual se observa en las figuras 5-19, y 5-20 para la zona del cilindro externo en la cobija (el programa MCNPX lo simplificó a un color negro por la gran cantidad de colores que utilizó para esta zona) que se encuentra justo detrás de la zona de fisión en verde

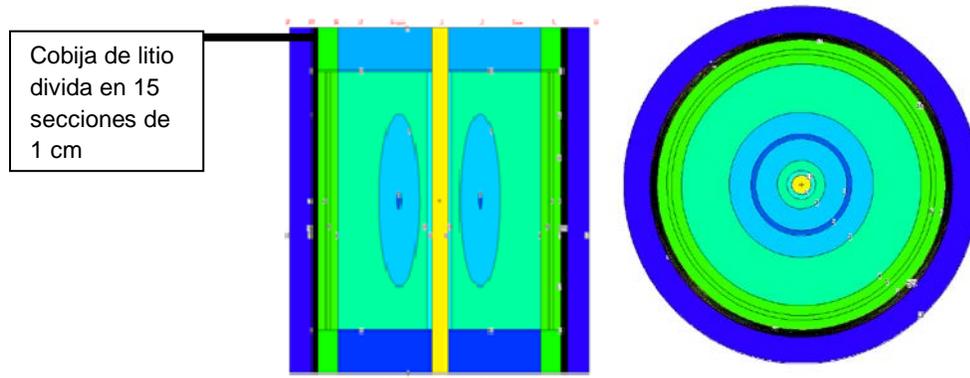


Figura 5-19: Análisis de sensibilidad sobre la zona del cilindro en la cobija

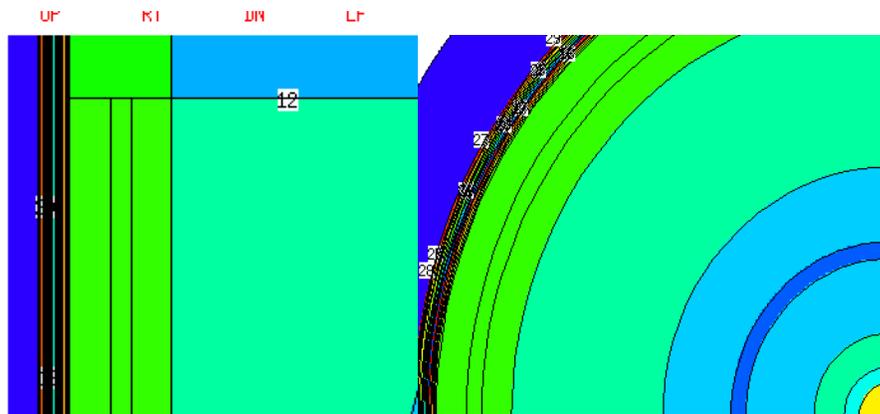


Figura 5-20: Acercamiento sobre la zona del cilindro en la cobija

Vista lateral y superior

De manera análoga se realizó para las otras dos zonas donde se encuentra la cobija. En la zona de la columna central, y en las tapas, que corresponden a figuras 5-5 y 5-6 respectivamente

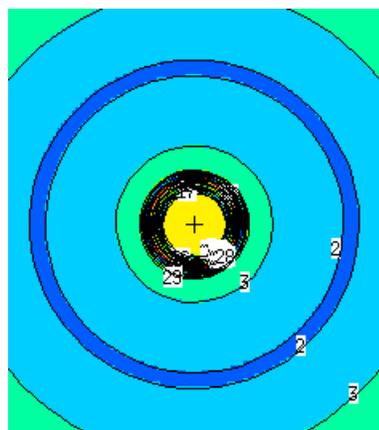


Figura 5-21: Acercamiento sobre la zona de la columna central (vista superior)

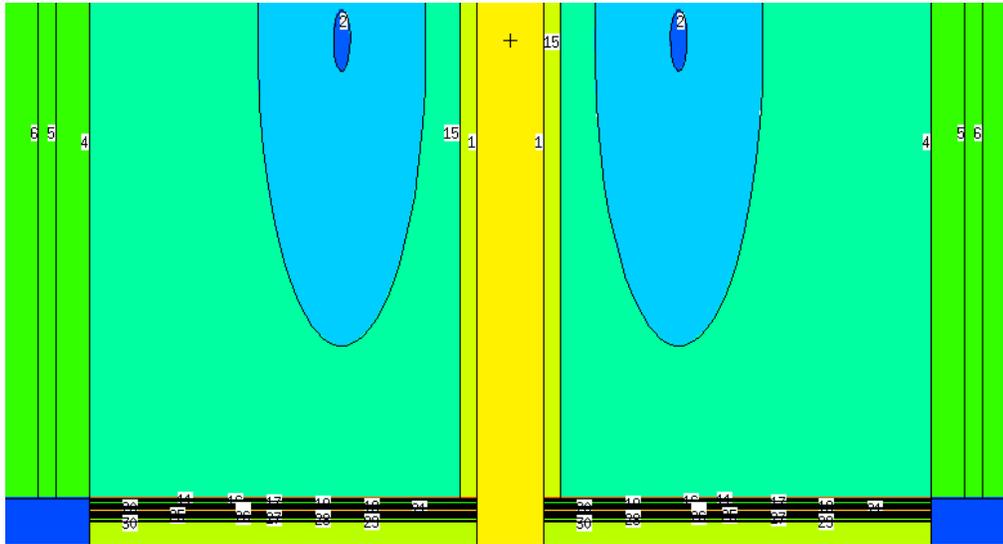


Figura 5-22: Acercamiento sobre la zona de la tapa inferior (vista lateral)

La siguiente información se obtuvo del programa MCNPX para la zona del cilindro externo para cada sección que corresponde a 1 cm a la que se le llama “capa”

Tabla 5-1: Análisis de sensibilidad para la cobija del cilindro externo.

capa	Lítio-6 gramos	Cría de Tritio gramos
1	3.76E+06	3.72E+03
2	3.78E+06	1.93E+03
3	3.79E+06	1.16E+03
4	3.81E+06	7.29E+02
5	3.82E+06	4.71E+02
6	3.83E+06	3.13E+02

7	3.85E+06	2.11E+02
8	3.86E+06	1.43E+02
9	3.87E+06	8.68E+01
10	3.89E+06	6.83E+01
11	3.90E+06	4.31E+01
12	3.91E+06	3.49E+01
13	3.92E+06	2.61E+01
14	3.94E+06	2.05E+01
15	3.95E+06	1.93E+01

Gracias a estos resultados es posible observar, con claridad, que los primeros 3 o 4 centímetros sobrepasan por mucho a sus vecinos más internos, por lo que es posible sugerir que los últimos centímetros no contribuyen de manera significativa a la cría del tritio, de esta forma es posible ahorrar costos en litio y en las dimensiones de la estructura de la cobija ya que pesará mucho más *el factor de visión** a la radiación neutrónica que el grosor de la cobija.

*El Factor de visión se define como la fracción de la radiación que sale de una superficie emisora "i" y choca contra la superficie receptora "j"



Figura 5-23: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (cilindro externo)

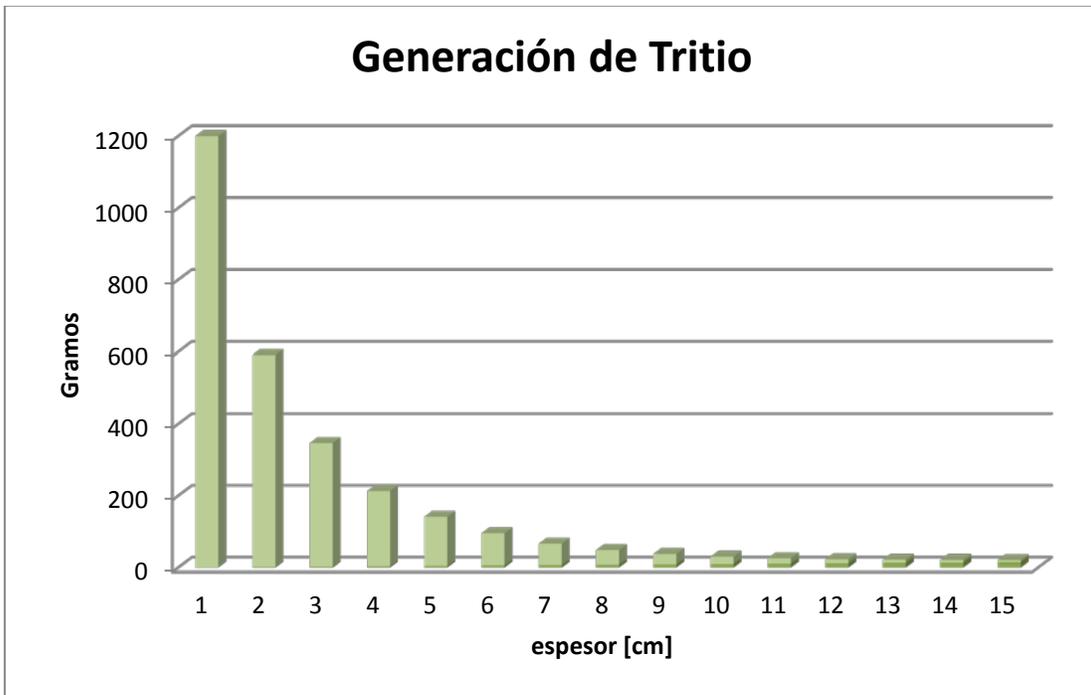


Figura 5-24: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (Tapa inferior)

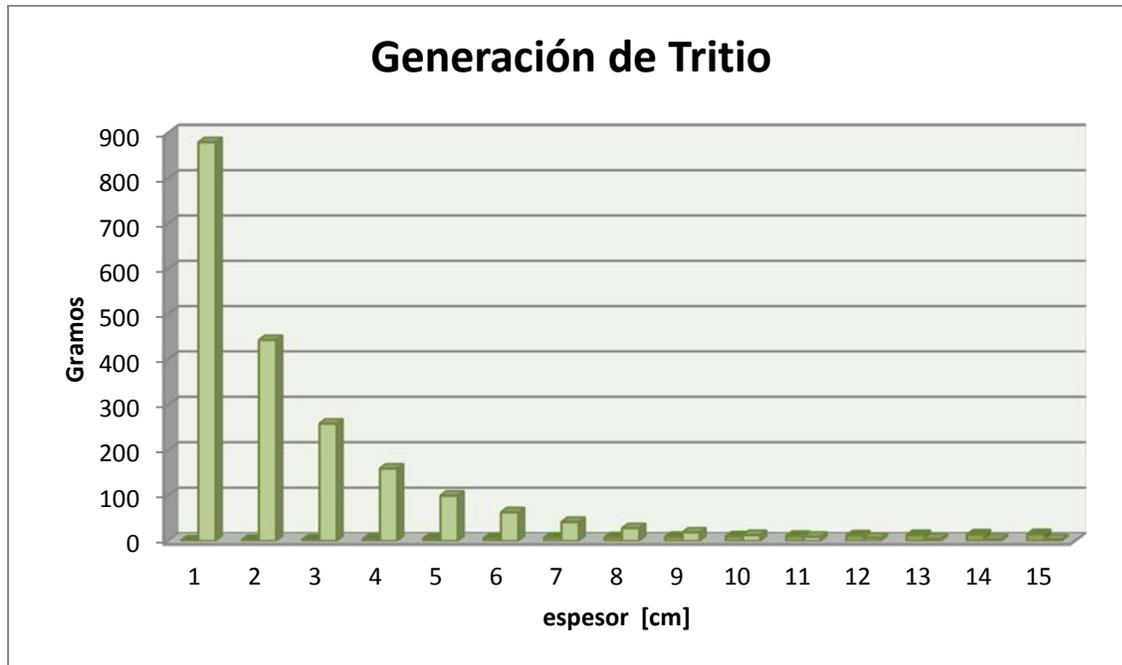


Figura 5-25: Gráfica de la generación del tritio en función del grosor o espesor de la cobija (columna central)

La siguiente gráfica muestra el comportamiento del litio-6 al final del proceso de quemado. Se puede observar cómo el litio-6 fue consumido, como se esperaba más en los primeros centímetros, con un comportamiento casi lineal.

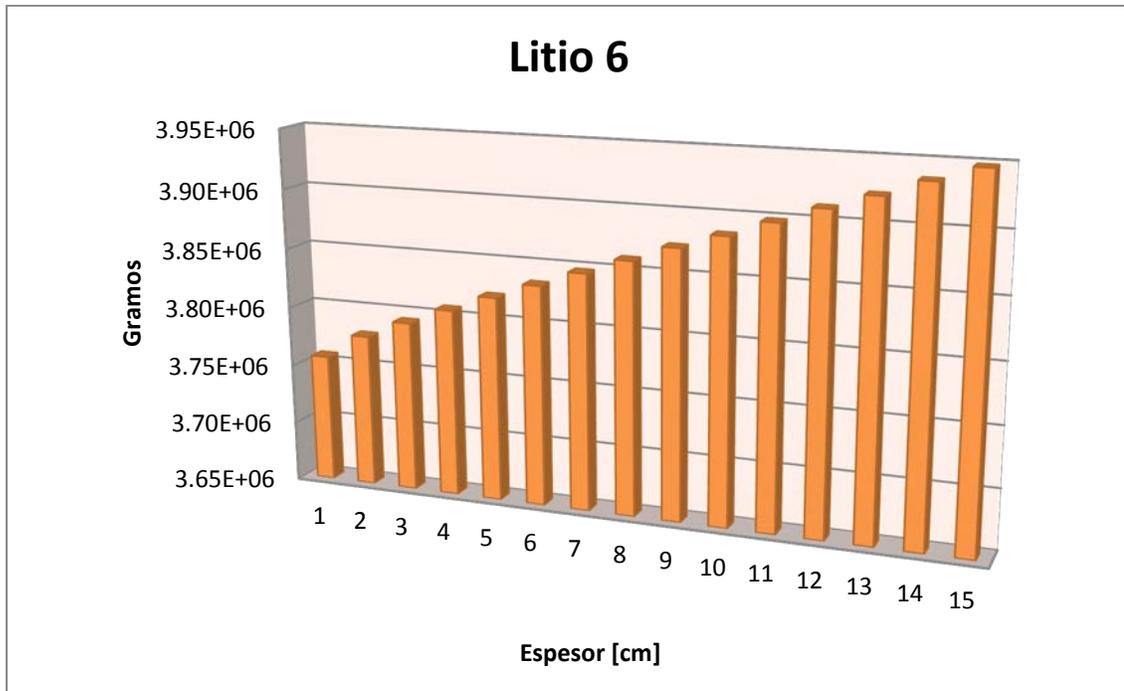


Figura 5-26: Consumo del litio 6 (cilindro externo)

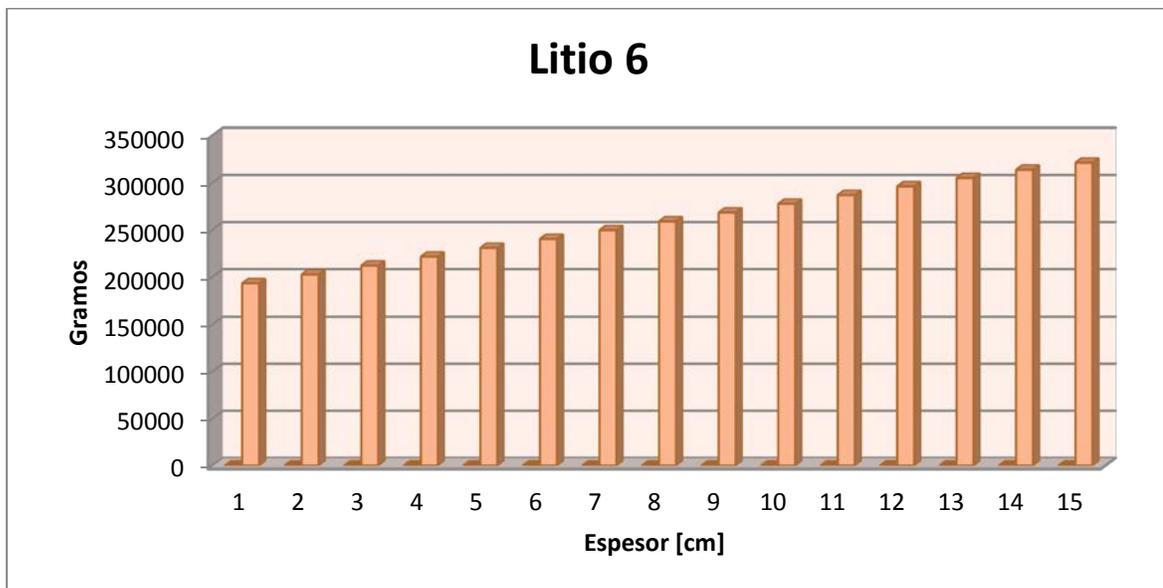


Figura 5-27: Consumo del litio 6 (Tapa inferior)

Los resultados obtenidos de la suma de las tres zonas de cría (cilindro externo, columna y tapas) se muestran en las siguientes gráficas.



Figura 5-28: Cría de tritio para las tres zonas de la cobija

En el análisis de sensibilidad se puede observar curvas muy similares obtenidas para las distintas zonas de la cobija, difieren únicamente en la cantidad de tritio generada.

Para demostrar si las funciones forman la misma curva, se realizó a una normalización como se observa en la figura 5-29.

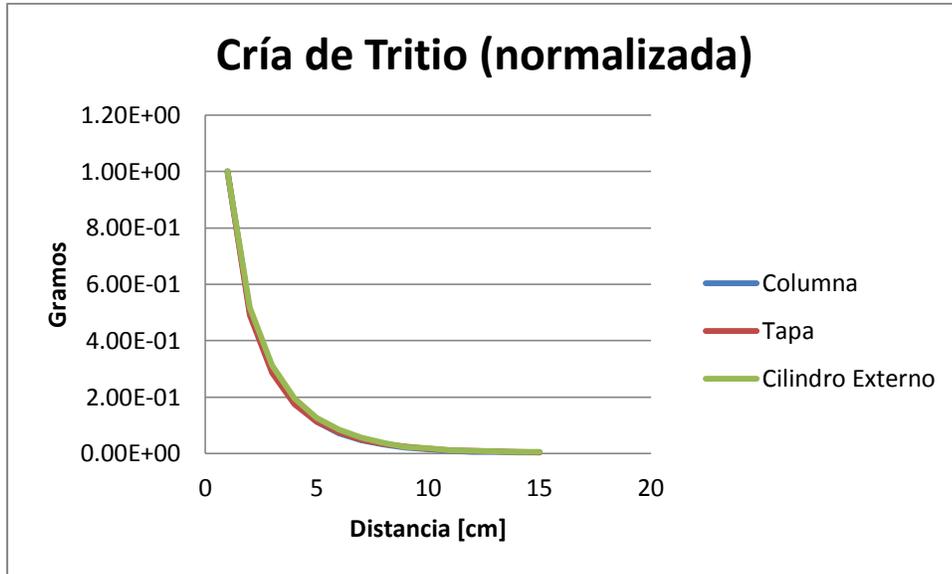


Figura 5-29: Cría de tritio para las tres zonas de la cobija

Posteriormente se realizó un ajuste de las curvas, en las que la ordenada al origen representa la cantidad de tritio y “x” la distancia o grosor de la cobija, mediante estos ajustes es posible obtener la cantidad de tritio al resolver la integral.

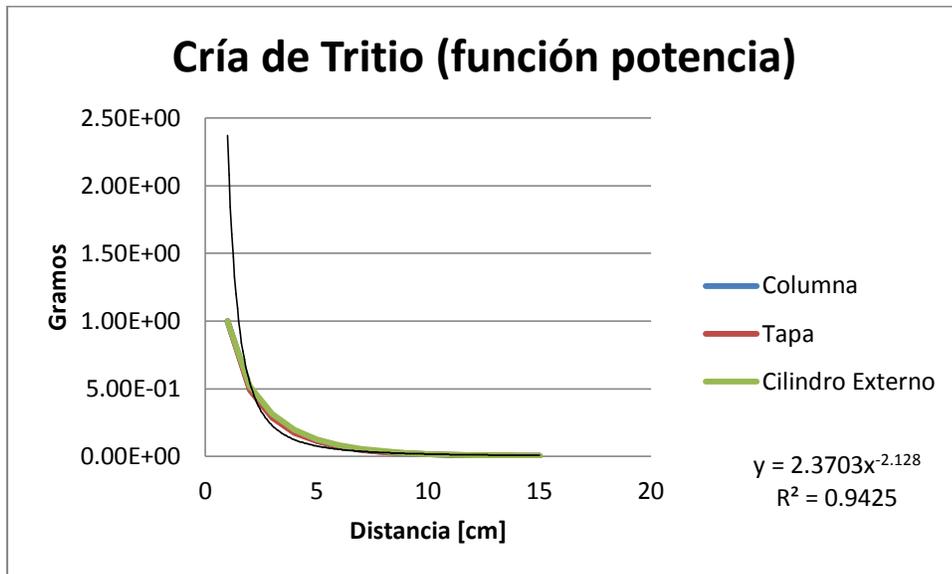


Figura 5-30: Ajuste de la cría de tritio para las tres zonas de la cobija (función potencia)

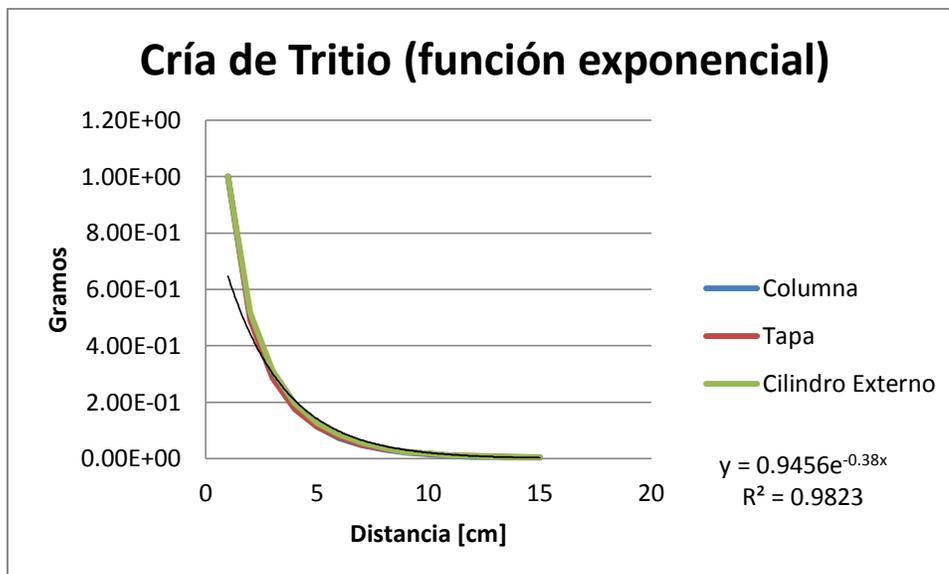


Figura 5-31: Ajuste de la cría de tritio para las tres zonas de la cobija (función exponencial)

Las siguientes figuras nos muestran cómo va cambiando la cría de tritio y el litio en el transcurso del tiempo. El quemado máximo fue de mil días, y los pasos utilizados fueron los siguientes:

Paso	Tiempo [Días]
0	0
1	10
2	10
3	30
4	50
5	100
6	200
7	200
8	200
9	200

Tabla 4-2: Pasos de quemado

En la siguiente gráfica (Figura 5-32) es posible observar la acumulación de tritio en el transcurso del tiempo y en función de la distancia con respecto a la fuente de neutrones

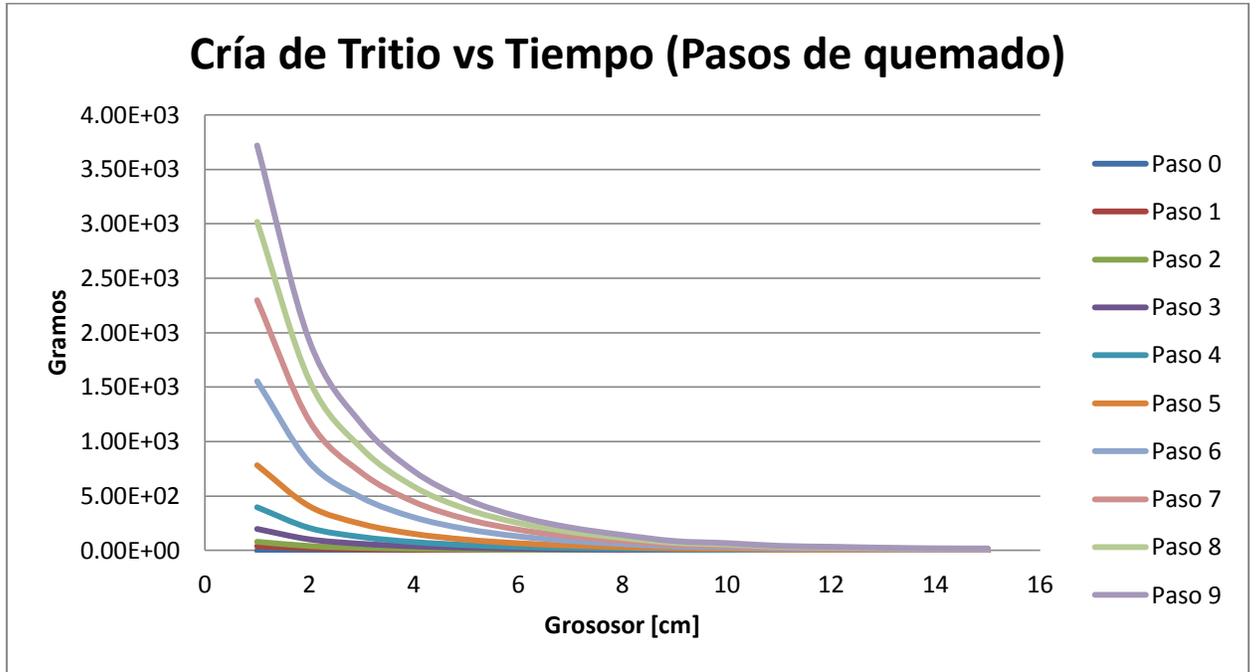


Figura 5-32: Cría del tritio a través del tiempo

En esta gráfica (Figura 5-33) es posible observa que el litio 6 en el transcurso del tiempo y en función de la distancia con respecto a la fuente de neutrones sólo disminuyó muy poco en los primeros centímetros de la cobija.

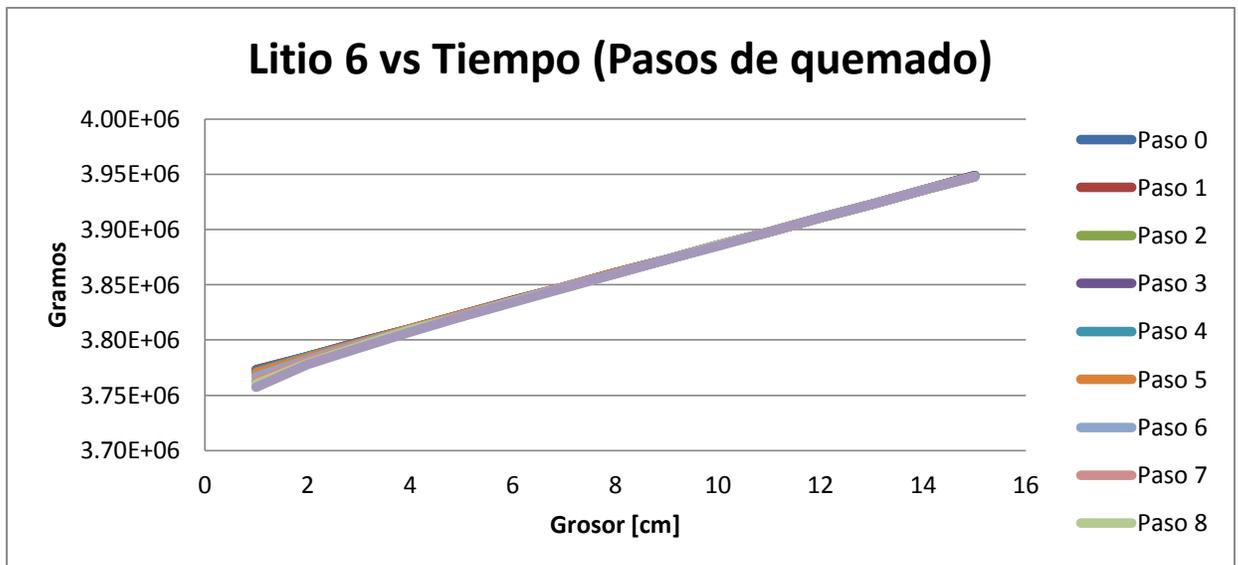


Figura 5-33 Consumo de litio-6 a través del tiempo

La siguiente tabla es una lista de todos los casos que fueron corridos en el transcurso de este proyecto de tesis.

Cabe destacar que el TBR cuya definición está dada por la ec. 3.8, fue calculado en base a la potencia de fusión que se reporta del CFNS que es de alrededor de 100 MW [17] por la tanto para esa potencia serán necesarios alrededor de 15.3 kg a lo largo de 1000 días que fue el tiempo de quemado que se corrió en el programa MCNPX y que fue calculado con ayuda de la ecuación 3.5.

$$\dot{M}_1 = 56 P_F \text{ kg y}^{-1} \text{ GWT}^{-1}$$

$$\dot{M}_1 = 56 \left(100 \left(\frac{1 \text{ MW}}{1 \times 10^{-3} \text{ GW}} \right) \right) [\text{kg y}^{-1} \text{ GWT}^{-1}] = 5.6 \frac{[\text{kg}]}{[\text{y}]}$$

Para mil días tenemos

$$\dot{M}_1 = 5.6 \frac{[\text{kg}]}{\text{y}} \left(\frac{1000}{365.26} \right) = 15.3315 [\text{kg}]$$

Tabla 5-3: Casos

caso	Cobija	Refrigerante	Mat Estruct.	keff	Tritio Prod [Kg]	Tasa Prod Trit	combustible	multiplicador	comentario
a 0	Li (L-6 90%)	He	Ac.FerroMart	1.05687	11120.0	0.7413	uranio	-	
a10	Li (natural)	He	Ac.FerroMart	1.06183	8742.2	0.5828	uranio	-	
a9	Li4 Si O4	He	Ac.FerroMart	1.06268	9926.4	0.6618	uranio	-	
a6	Li Ti O3	He	Ac.FerroMart	1.06701	9167.5	0.6112	uranio	-	
am1	Pb 15.8Li(Li6 al 90%)	sodio	Ac.FerroMart	1.05706	8958.0	0.5972	uranio	-	
am2	FliBe	sodio	Ac.FerroMart	1.06159	8120.0	0.5413	uranio	-	
am3	FliNaBe	sodio	Ac.FerroMart	1.06314	7850.0	0.5233	uranio	-	
am9	FliNaBe	sodio	Ac.FerroMart	1.03174	13785.2	0.9190	uranio	-	geometría mejorada
a10	FliNaBe	sodio	Ac.FerroMart	1.03339	11160.8	0.7441	uranio	Be 9	geometría mejorada
am11	Pb 15.8Li(Li6 al 90%)	sodio	Ac.FerroMart	1.02022	16381.2	1.0921	uranio	-	geometría mejorada
am13	Pb 15.8Li(Li6 al 90%)	sodio	Ac.FerroMart	1.02987	16228.4	1.0819	uranio	Be 9	sándwich

En la mayor parte de los casos se obtuvo un TBR <1 excepto para los casos am11 y am13. En las Figuras 5-36 y 5-37 se muestran todos los resultados obtenidos del desempeño de cada una de las distintas cobijas de cría.

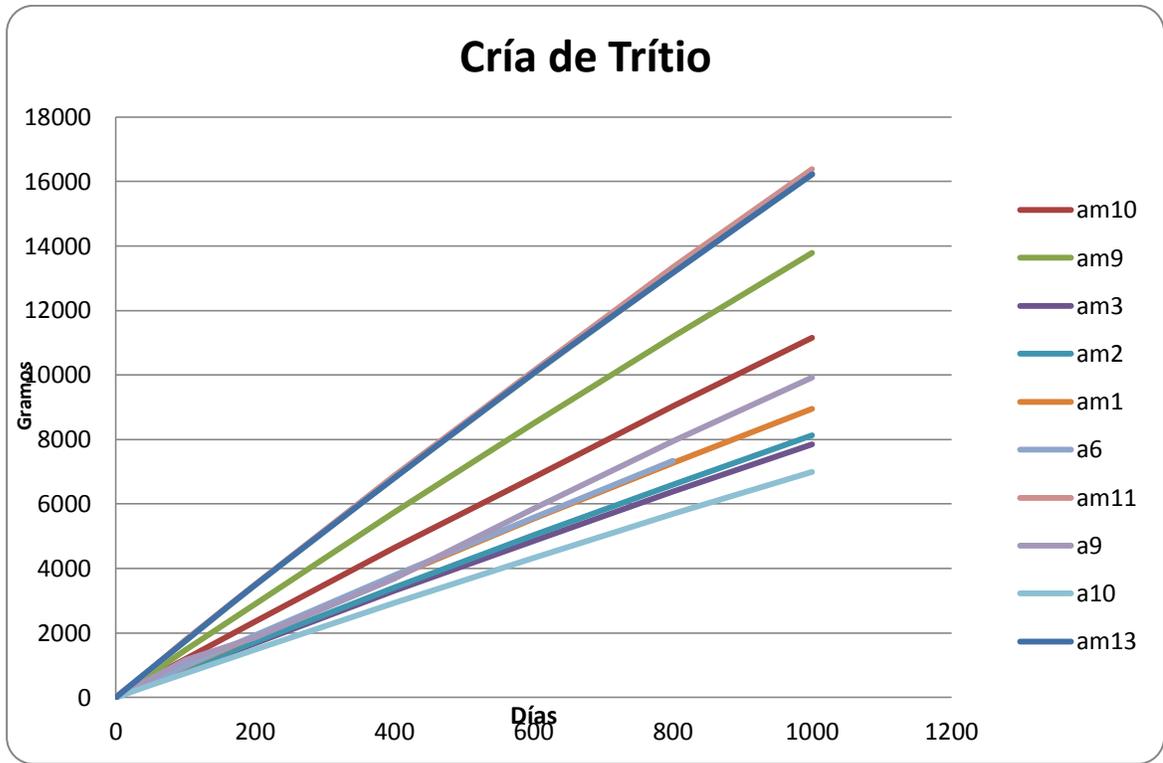


Figura 5-34: Cría de tritio de todos los casos realizados

Cabe mencionar, que el factor de multiplicación de neutrones (k_{eff}) se mantuvo supercrítico durante todos los pasos de quemado en cada uno de los casos que fueron simulados.

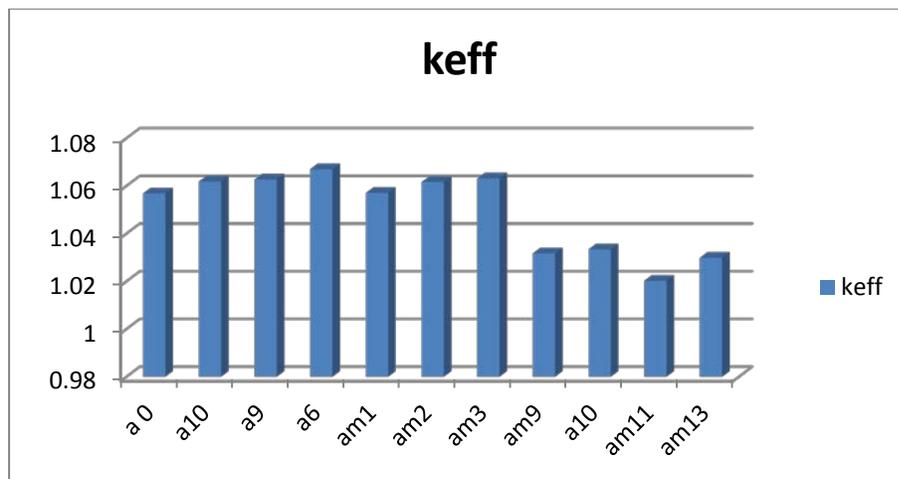


Figura 5-35: keff promedio de cada caso

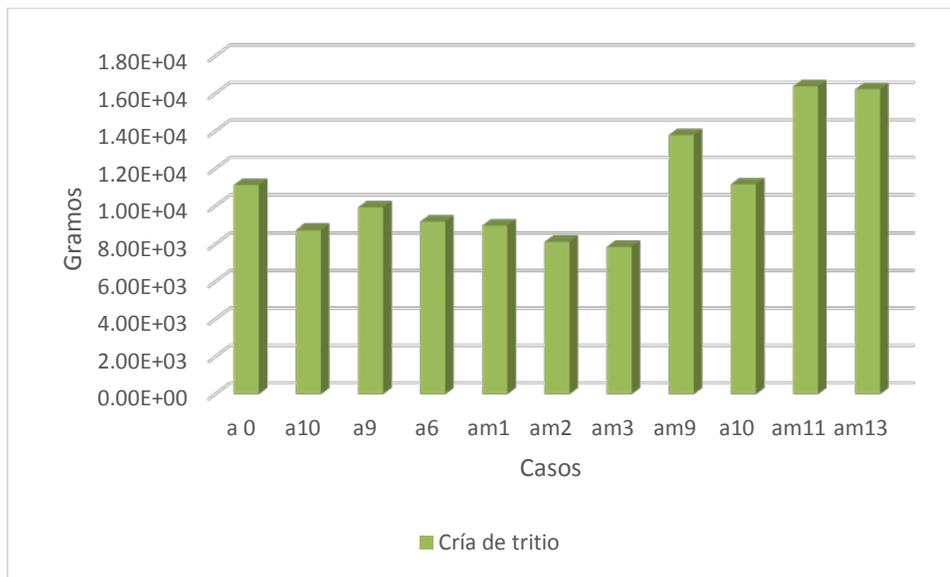


Figura 5-36: Cría de tritio en cada caso

A. Conclusiones:

Sin lugar a dudas este trabajo ofrece un panorama muy general sobre las características que poseen los diferentes compuestos químicos que están siendo utilizados por varios de los institutos de investigación, en la búsqueda de la mejor opción de cobija reproductora de tritio. En este estudio se pudo observar que la cobija de Pb-15.8Li fue la mejor opción, pero sin las capas del multiplicador Be 9, pues el efecto más determinante de este multiplicador fue el de la dispersión cuando se usó en dicha cobija, puesto que la cobija contiene plomo que ya es un multiplicador y este efecto sumado al del berilio disminuyó la tasa de cría. Además pudimos observar que las cobijas no funcionan muy bien más allá de los primeros cuatro o cinco centímetros, pues el flujo neutrónico ya no realiza un trabajo adecuado en la cría del tritio a distancias mayores por lo que se presume que es más importante *el factor de visión sobre la fuente* toroidal que el ancho de la cobija. Otra conclusión importante es que la zona que produjo más tritio, de las tres posibles, fue la zona que llamamos cilindro externo, debido a que ésta posee un área mayor que las otras dos zonas de la cobija; quizá sería plausible proponer como una futura investigación el desarrollo de superficies que incrementen la tasa de cría, al poseer cierta geometría, o un diseño, que incremente el área expuesta de la pared primaria a la radiación de neutrones; por ejemplo un diseño en diente de sierra.

El código del MCNPX es uno de los más utilizados actualmente, cuenta con bibliotecas de secciones eficaces actualizadas. El modelo que desarrollamos del reactor CFNS es una simplificación del mismo, y carece de muchos elementos tales como el material estructural y componentes electrónicos, que sin duda intervendrán en los procesos analizados en esta investigación; sin embargo, nos brinda una buena aproximación para el estudio de la cría de tritio que se realizó en esta tesis.

Acrónimos

AEN: Agencia de la Energía Nuclear.

AGR: Reactor Avanzado de Gas.

BWR: Reactor de Agua Hirviente.

CANDU: Reactor Nuclear cuyo acrónimo significa Canadá Deuterio-Uranio.

CFE: Comisión Federal de Electricidad.

CNEN: Comisión Nacional de Energía Nuclear.

CNLV: Central Nuclear de Laguna Verde.

CNPH: Costo Nivelado de Producción de Hidrógeno.

CNSNS: Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas.

CO: Monóxido de Carbono.

DMFC: Celda de combustible de metanol directo.

FW: First Wall

GEI: Gas de efecto invernadero

H2GP: Planta de producción de hidrógeno.

HCCB: Helium-cooled ceramic breeder

HCLL: Helium-cooled Lithium Lead

HCPB: He-cooled Pebble Beds (Ceramic/Beryllium)

HCCB: He-cooled Ceramic Breeder (+Beryllium)

HWE: Red Energética de Hidrógeno.

HTE: Electrólisis de alta temperatura.

FCCPU: Factor de Cantidad Compuesta de Pago Único.

FC: Factor de Capacidad.

FP: Factor de Planta.

HEEP: Programa de Evaluación Económica de Hidrógeno, por sus siglas en inglés.

HM: Metal Pesado.

HTGR: Reactor de Gas de Alta Temperatura

ICF: Inertial Confinement Fusion

LLCB: Lithium-Lead Ceramic Breeder

TBM: Test Blanket Module

TBR: Tritium Breeding Rate

WCCB: Water-cooled Ceramic Breeder (+Beryllium)

Referencias:

- [1] Garry McCracken, Peter Scott, *FUSION, The Energy of the Universe*, segunda edición, 2013, editorial EISEVIER.
- [2] “Página de la World Nuclear Association”, <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Nuclear-Power-in-the-World-Today/>
- [3] “Página de Wildfire Today”, publicado el 28 de Noviembre del 2012 por Bill Gabbert: <http://wildfiretoday.com/2012/11/28/state-of-the-global-climate-2012/>
- [4] “Página de la National Aeronautics and Space Administration”, http://www.nasa.gov/content/goddard/two-solar-flares-say-goodbye-2013-and-welcome-2014/#.U5Vgv_IdWPa, Enero 2 del 2014.
- [5] “Página de la Enciclopedia de la Ciencia”, http://www.daviddarling.info/encyclopedia/B/binding_energy.html
- [6] Canadian Energy Issues, The energy ground-game coming soon the Courtice, Ontario, Stephen E. Alpin, Noviembre 21 2012 : <http://canadianenergyissues.com/2012/11/21/the-energy-ground-game-coming-soon-to-courtice-ontario/>
- [7]Página del National Ignition Facility: <https://lasers.llnl.gov/>
- [8] Julio Herrera Velázquez “*La energía nuclear como una alternativa sostenible*” Avances y retos en fusión nuclear controlada, Instituto de Ciencias Nucleares, UNAM, marzo 12 del 2013.
- [9] J.L. François a, J.J. Dorantes a, C. Martín-del-Campo a, J.J.E. Herrera, “*LWR spent fuel transmutation with fusion-fission hybrid reactors*”, Progress in Nuclear energy, 65, 2013, pp 50-55.
- [10] “Página de la Universidad de Texas”, http://www.utexas.edu/news/2009/01/27/nuclear_hybrid/ (Enero 27 del 2009)
- [11] “Pagina del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares”, <http://www.inin.gob.mx/temasdeinteres/fisionnuclear.cfm> (2012).
- [12] Jaime Morales Sandoval, Tipos de Reactores y sus límites de operación, Apuntes de Termohidráulica de Reactores Nucleares, enero 2014.

- [13] “Página de la World Nuclear Association”, <http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/> (Agosto 1 del 2014).
- [14] John R. Lamarsh, “*Introduction to nuclear engineering*”, segunda edición, editorial Addison-Wesley.
- [15] “Página de la Enciclopedia de la Ciencia”, http://www.daviddarling.info/encyclopedia/B/binding_energy.html
- [16] “Página de Wikipedia”, <http://en.wikipedia.org/wiki/Superph%C3%A9nix>
- [17] “*Report of the Research Needs Workshop (ReNeW)*”, Gaithersburg, Maryland, Departamento de Energía de los Estados Unidos de América, Sept 30 – Oct 2, 2009
- [18] Kaiming Feng, “Current Status of solid breeder TBM in China”, *Presentado en la reunión CBBI-16*, China Academy of Engineering Physics (CAEP), Mianyang, P.R. China, (Septiembre 8 del 2011).
- [19] Y Poitevin. Fusion for Energy (F4E Barcelona) “*Swiss Nuclear Forum*”, CRPP/Lausanne, March-23, 2011.
- [20] JASON, “*TRITIUM*”, The MITRE Corporation, 7515 Colshire Drive, McLean, Virginia, Contacto: D.McMorrow-dmcmorrow@mitre.org (Noviembre del 2011).
- [21] 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.
- [22] Y. Someya, K. Tobita, H. Utoh, K. Hoshino, *A feasible DEMO blanket concept based on water cooled solid breeder Japan Atomic Energy Agency*, Rokkasho-mura, Kamikita-gun, Aomori 039-3212, Japan.
- [23] Masato Akiba, Mikio Enoda, Daigo Tsuru, Hisashi Tanigawa, et al, “*Development of water-cooled solid breeder test blanket module in JAEA*”, Japan Atomic Energy Agency, 801-1 Mukoyama, Naka-shi, Ibaraki-ken 311-0193, Japan.