

ENERGÍA NUCLEAR EN MÉXICO: ¿SUSTENTABLE Y SEGURA?

presenta

Sergio Abraham Dzib Quijano

Tesis recepcional presentada como requisito parcial
para obtener el título de Ingeniero en Sistemas de Energía

en la

División de Ciencias e Ingeniería
de la
UNIVERSIDAD DE QUINTANA ROO, CHETUMAL

COMITE ENCARGADO:

Dr. Joel Omar Yam Gamboa, Director
M. C. Norma Palacios Ramirez
Dr. Javier Cuitlahuac Palacios Hernández

Otoño, 2007

La disertación de Sergio Abraham Dzib Quijano es aprobada:

Director

Fecha

Fecha

Fecha

UNIVERSIDAD DE QUINTANA ROO, Chetumal

Otoño, 2007

**ENERGÍA NUCLEAR EN MÉXICO:
¿SUSTENTABLE Y SEGURA?**

Copyright 2007

por

Sergio Abraham Dzib Quijano

Resumen

ENERGÍA NUCLEAR EN MÉXICO: ¿SUSTENTABLE Y SEGURA?

por

Sergio Abraham Dzib Quijano
Ingeniero en Sistemas de Energía

UNIVERSIDAD DE QUINTANA ROO, Chetumal

Dr. Joel Omar Yam Gamboa, Director

La sustentabilidad y seguridad, se están convirtiendo en requisitos indispensables cuando se quiere instalar una nueva central de generación eléctrica. En este trabajo se analizaron indicadores económicos, sociales y ambientales, así como también las probabilidades de daño al núcleo, escape de radiación e incidencias de muerte en plantas de energía nuclear. La principal conclusión es que, con la información hasta ahora disponible, la energía nuclear en México es segura y sustentable.

Dr. Joel Omar Yam Gamboa
Director del Comité de Tesis

Agradecimientos

Después de tanto esfuerzo y tanto apoyo que recibes, creo que escribir los agradecimientos es la parte difícil de concluir algo que con tanto anhelo has hecho. Ya que tienes miedo de que se te olvide alguien que contribuyó con alguna idea o alguna corrección o simplemente estuvo ahí para decirme “tú puedes” o “apurate” o alguna de esas frases que te motivan a seguir. Por eso de antemano pido una disculpa si se me escapa el nombre de alguien.

Antes que a nadie, quiero agradecerles a mis padres, la Sra. Matilde Gabriela Quijano y el Sr. Vicente Dzib Zapata, porque siempre me han apoyado, hasta en los peores errores que he cometido. Porque ustedes me han sabido guiar a través de mi vida. Porque seguramente sin ustedes yo sería una persona muy diferente. Y a quienes también, dedico esta tesis.

A mi abuela Maria Concepción Quijano, por todo el cariño que me has dado. También quiero agradecer a mis hermanos; Aarón, Adrián y Alejandro, y claro no me podía olvidar de mi hermanita Zulemy, je, espero ser un buen ejemplo como hermano. A mis sobrinos, Uriel, Shania y Shanti así como también a Chucho, Alexei, Paola y Cindy, por su amor infantil que me han dado, espero que algún día, esta tesis sea inspiración para que aspiren a hacer algo parecido pero mucho mejor, veo grandes futuros para ustedes.

A mis amigas Denisse, Malena y Neguive, porque sé que ustedes tres, serán mis amigas para toda mi vida y espero serlo para toda la suya. A ustedes les tengo un cariño especial y con cada una he compartido una etapa especial en mi formación como humano. Y hablando de amigos no me puedo olvidar de Paúl, Irving y Gener compañeros de la carrera y amigos de vida y de las pláticas más extrañas sobre teología y política.

Y como olvidarme del cariño y las locuras de mis amigas Erika, Betty, Jazmin, Giovanna, Lizbeth, Dayana, Sonia, Alondra, Blanca, Laura, Martha y Tania. Compañeros de la carrera, ni crean que me he olvidado de ustedes, estudiar hubiese sido algo tedioso sin un poco de diversión; Paúl May, Omar, Daniel, Juan, Fernando, Luis, Pedro, Pedro Moen, Joaquín, David y Gabriel Chan.

A mis compañeros del CRyA que me han apoyado y aconsejado sobre como escribir partes de la tesis y que han hecho mas amena mi estancia en Morelia; Alicia, Yetli, Fátima, Eduardo, Selene, Alfredo y Alejandro.

A mis profesores de carrera que ayudaron a ser de mi un profesional; Javier

Vázquez, Víctor Sánchez, Roberto Acosta, Víctor Soberanis, Luis Felipe Medina (†), Rubén Elexavide, Vicente Flores, Cesar Cristóbal, Jaime Ortegón y Wenceslao Santiago.

Quiero agradecer en forma muy especial a dos profesores de la UQRoo, a Omar Yam y Norma Palacios, así como también a Javier Palacios del ININ. Gracias a su valiosa guía, esta tesis es lo que es.

Índice general

Índice de figuras	VII
Índice de tablas	IX
1. INTRODUCCIÓN	1
1.1. LOS GASES DE EFECTO INVERNADERO Y EL PROTOCOLO DE KY-OTO	2
1.2. ENERGÍAS CONVENCIONALES	4
1.3. ENERGÍAS NO CONVENCIONALES	6
1.4. OBJETIVO	8
1.5. METODOLOGÍA	8
2. GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD POR MEDIOS NUCLEARES	9
2.1. PROCESO DE FISIÓN NUCLEAR Y LA REACCIÓN EN CADENA	10
2.1.1. Fisión Nuclear	12
2.2. ENRIQUECIMIENTO DEL URANIO	14
2.3. REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA	15
2.3.1. Reactores Nucleares Activos en el Mundo	16
2.4. DESCRIPCIÓN DE LOS DIFERENTES TIPOS DE REACTORES	20
2.4.1. Reactor de Agua a Presión, PWR (Pressurized Water Reactor)	20
2.4.2. Reactor de Agua en Ebullición BWR (Boiling Water Reactor)	21
2.4.3. Reactor de Agua Pesada a Presión PHWR o CANDU (Pressurized Heavy Water Reactor)	22
2.4.4. Reactor Avanzado Refrigerado con Gas AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor)	23
2.4.5. Reactor de Agua Ligera Moderado con Grafito, RBMK (Light Water Graphite-Moderated reactor)	24
2.4.6. Reactor Rápido de Cría FBR (Fast Breeder Reactor)	25
2.4.7. Reactor de Agua en Ebullición Avanzado ABWR (Advanced Boiling Water Reactor)	25
2.4.8. Reactor Avanzado de Agua a Presión AP100 (Advanced Pressurized Water Reactor)	27
2.4.9. Reactor a Presion Europeo EPR (European Pressurized Reactor)	28

2.4.10. Reactor CANDU Avanzado ACR (Advanced CANDU Reactor)	29
2.5. REACTORES DE GENERACIÓN III+	32
2.5.1. Reactor de Agua en Ebullición Económico Simplificado ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor)	33
2.5.2. Reactor de Agua en Ebullición-1000 SWR-1000 (Siedewasser Reaktor-1000)	34
2.5.3. Reactor Modular de Helio con Turbina de Gas Acoplada GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor)	35
2.5.4. Reactor Modular de Cama de Esferas PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)	36
2.5.5. Reactor Internacional Innovado y Seguro IRIS (International Reactor Innovative and Secure)	37
2.6. REACTORES DE IV GENERACIÓN	39
2.6.1. Reactor Rápido Refrigerado por Gas GFR (Gas-Cooled Fast Reactor)	40
2.6.2. Reactor Rápido Refrigerado con Plomo LFR (Lead-Cooled Fast Reactor)	41
2.6.3. Reactor de Sal Fundida MSR (Molten Salt Reactor)	42
2.6.4. Reactor Rápido Refrigerado con Sodio SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor)	42
2.6.5. Reactor Refrigerado por Agua Supercrítica SCWR (Supercritical Water-Cooled Reactor)	44
2.6.6. Reactor de Gas a Muy Alta Temperatura VHTR (Very-High Temperature Reactor)	44
3. INDICADORES DE SEGURIDAD Y SUSTENTABILIDAD	46
3.1. SUSTENTABILIDAD	47
3.1.1. Indicadores Económicos	48
3.1.2. Indicadores Ambientales	54
3.1.3. Indicadores Sociales	59
3.1.4. ¿Están dadas las condiciones para un resurgimiento nuclear?	61
3.2. SEGURIDAD	63
3.2.1. Explosiones Nucleares	63
3.2.2. Probabilidad de Daño al Núcleo	64
3.2.3. Escape de Radiación en Accidentes de Reactores Nucleares	65
3.2.4. Probabilidad de Escape de Radiación	69
3.2.5. Incidencia de Muertes	69
4. ANÁLISIS Y CONCLUSIONES	72
4.1. ANÁLISIS DE LOS INDICADORES DE SUSTENTABILIDAD Y SEGURIDAD	72
4.2. CONCLUSIONES	76
A. OTROS METODOS DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO	82
B. OBTENCIÓN DE ÓXIDO DE URANIO	83

<i>ÍNDICE GENERAL</i>	VI
C. PRINCIPIOS DE SEGURIDAD	85
D. DECAIMIENTO β^-	87

Índice de figuras

1.1. Esquema del Efecto Invernadero	2
1.2. Perfiles de producción de gas y petróleo. Escenario Base 2005 [ASPO, 2006].	5
2.1. Curva de energía de enlaces por nucleón.	11
2.2. Distribución de los productos de la fisión de ^{235}U [WNA, 2007 <i>d</i>]	13
2.3. Evolución de los reactores nucleares	17
2.4. PWR: Reactor de Agua a Presion	21
2.5. BWR: Reactor de Agua en Ebullición	22
2.6. PHWR: Reactor de Agua Pesada a Presión	23
2.7. AGR: Reactor Avanzado Refrigerado con Gas	24
2.8. RBMK: Reactor de Agua Ligera Moderado con Grafito	25
2.9. Proceso de decaimiento del ^{238}U	26
2.10. FBR: Reactor Rápido de Cria	27
2.11. Reactor de Agua en Ebullición Avanzado	28
2.12. Planta del reactor AP1000 de la Westinghouse	29
2.13. Reactor a Presion Europeo	30
2.14. Reactor CANDU Avanzado	31
2.15. Reactor de Agua en Ebullición Economico Simplificado	34
2.16. Reactor de Agua en Ebullición 1000	35
2.17. Reactor Modular de Helio con Turbina de Gas Acoplada	36
2.18. Reactor Modular de Cama de Esferas	38
2.19. Reactor Internacional Inovado y Seguro	39
2.20. GFR: Reactor Rápido Refrigerado con Gas	41
2.21. LFR: Reactor Rápido Refrigerado con Plomo	42
2.22. MSR: Reactor de Sal Fundida	43
2.23. SFR: Reactor Rápido Refrigerado con Sodio	43
2.24. SCWR: Reactor Refrigerado por Agua Supercrítica	44
2.25. VHTR: Reactor de Gas a Muy Alta Temperatura	45
3.1. Impacto de la Variación de los precios de combustible en el costo de generación [Palacios et al., 2004].	51
3.2. Total de Emisiones por tipo de Fuente [IAEA, 2000].	53
3.3. Total de Emisiones por tipo de Fuente (2) [IAEA, 2000].	53

3.4. Impacto al aire por fuente de energía [ExternE, 2003]	56
4.1. Extrapolación de los datos de la tabla (3.1), hacia el 2010.	73

Índice de tablas

1.1. Emisión de dióxido de carbono por sector económico [IEA, 2005].	2
1.2. Gases de efecto invernadero [Global-Warming, 2003]	3
1.3. Principales fuentes de gases de efecto invernadero. [UNFCCC, 1999]	3
1.4. Principales países emisores en 1990	4
2.1. Plantas Nucleares de Potencia en Operación Comercial	18
3.1. Promedio de costos de producción nuclear en USA, 1985-2003, en centavos de dolar por kWh	50
3.2. Costos de generación de electricidad por medios nucleares, por país.	52
3.3. Promedio de dosis anuales a la población mundial de todas las fuentes de radiación [IAEA, 2004].	54
3.4. Estimación de frecuencias de LOCA's (por planta por año) para plantas BWR y PWR	64
3.5. Línea base de frecuencia de LOCA's de una deducción experta. Estimación a los 25 años de operación	65
3.6. Línea base de frecuencia de LOCA's de una deducción experta. Estimación al final de la licencia original	66
3.7. Accidentes serios de reactores [Hore-Lacy, 2006].	68
3.8. Comparación de estadísticas de accidentes por fuente primaria de producción.	70

CAPÍTULO 1

INTRODUCCIÓN

La diversificación de fuentes de energía sustentables, es prioritaria a nivel mundial. Estas deben disminuir la emisión de gases contaminantes y asegurar el abasto energético. La fuente principal de emisión de dióxido de carbono, CO_2 , a la atmósfera se debe a la generación de electricidad, ya que la principal forma de producirla es por medio de la quema de combustibles fósiles, quedando el transporte interno y la industria manufacturera y de la construcción en segundo y tercer lugar respectivamente, como se observa en la tabla 1.1.

Los combustibles fósiles tienen muchas ventajas, las principales son su bajo costo y facilidad de transporte, pero también grandes inconvenientes en términos de contaminación y efectos ambientales. Existen diferentes formas de generar energía eléctrica reduciendo estos efectos negativos, entre ellos las energías renovables y la nuclear. La energía nuclear es, al parecer, una buena opción para disminuir la dependencia de los combustibles fósiles, debido a que su emisión de CO_2 es casi nula en comparación con otras fuentes de energía eléctrica [Meier, 2002] y los elementos de seguridad de las plantas nucleares han sido reforzados. Sin embargo, aun se tienen ciertos inconvenientes. El temor de una posible explosión es uno de los factores que más afectan su desarrollo, debido a que los primeros usos de la energía nuclear fueron para fines bélicos (bomba atómica) y se tiene miedo que un reactor nuclear funcione como una de estas o que sea blanco de ataques terroristas. Otro factor es el de la seguridad de las plantas nucleares. Es por eso que dentro de este marco, de duda y de discusiones políticas surge la necesidad de abrir el debate sobre el futuro nuclear en México. Este, debe abordarse de manera seria y profesional para analizar y discutir el tema con un entendimiento adecuado.

Tabla 1.1: Emisión de dióxido de carbono por sector económico [IEA, 2005].

Sector	Porcentaje de CO ₂ emitido, a nivel mundial, por sector. {%}
Electricidad pública y producción de calor	37.2
Otras industrias energéticas	4.7
Industria manufacturera y de construcción	16.8
Transporte interno	18.4
Residencial	7.8
Otros, comercial, público y sector agrícola	5.6

1.1. LOS GASES DE EFECTO INVERNADERO Y EL PROTOCOLO DE KYOTO

Los Gases de Efecto Invernadero (GEI) presentes en la atmósfera desempeñan un papel clave en el sistema climático, ya que retienen parte de la energía que el suelo emite po haber sido calentado por la radiación solar. En la figura 1.1 se muestra un esquema del Efecto Invernadero (EI).

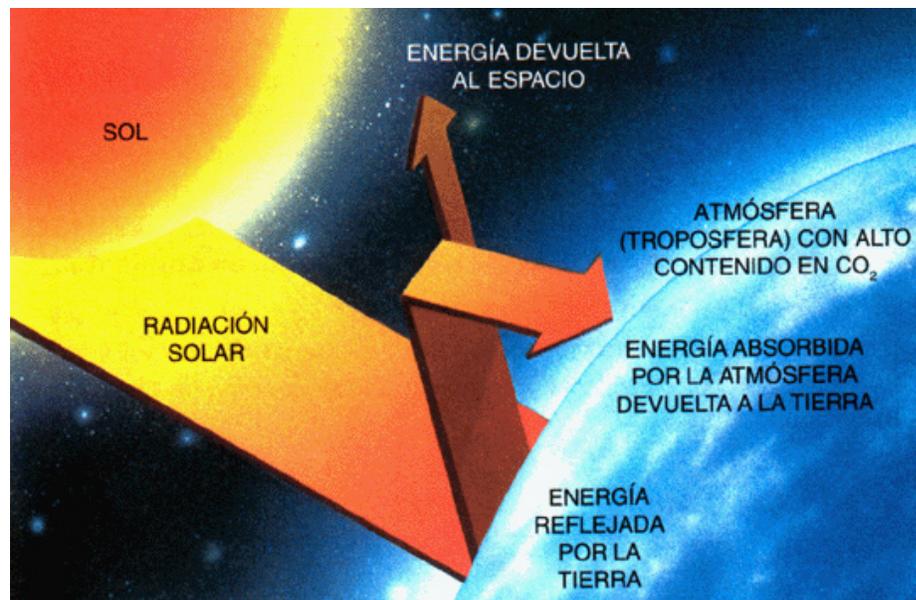


Figura 1.1: Esquema del Efecto Invernadero

El principal componente de los GEI es el vapor de agua, responsable del 95%, el resto son gases en muy poca concentración denominados gases traza, que existen en muy

pequeñas cantidades, pero que tienen una gran importancia. En la tabla 1.2 se muestran los gases de efecto invernadero y los porcentajes de concentración en la atmósfera de cada uno.

Tabla 1.2: Gases de efecto invernadero [Global-Warming, 2003]

Gases de Efecto Invernadero		
CO ₂	Dióxido de carbono	3.618 %
CH ₄	Metano	0.360 %
N ₂ O	Óxido nitroso	0.950 %
HFC	Hidrofluorocarbonos	0.072 %
PFC	Perfluorocarbonos	
SF ₆	Hexafluoruro de azufre	
H ₂ O	Agua	95.00 %

El cambio climático provocado por el hombre está relacionado esencialmente con la intensificación del EI, como resultado de los aumentos en las concentraciones de los gases traza [Jaeger & Barry, 1990]. La concentración de CO₂ en la atmósfera ha pasado de 315 ppm en 1958 a 375 ppm a finales del 2003 [Keeling & Whorf, 2004] y este aumento se ha debido a la explotación y consumo de combustibles fósiles [Bolin et al., 1986].

Tabla 1.3: Principales fuentes de gases de efecto invernadero. [UNFCCC, 1999]

Fuentes de Gases de Efecto Invernadero		
Quema de combustibles	Desechos	Procesos Industriales
		Productos Minerales
Industria de Energía	Eliminación de desechos sólidos en la tierra	Industria Química
Industria manufacturera y construcción		Producción de metales
Transporte	Tratamiento de las aguas residuales	Producción de halocarbonos y HF ₆
Otros sectores	Incineración de desechos	Consumo de halocarbonos y HF ₆
Otros	Otros	

En diciembre de 1997 más de 160 países firmaron el denominado Protocolo de Kyoto, cuyo objetivo es que en el periodo 2008-2012, los países industrializados reduzcan sus emisiones colectivas de GEI en un 5.2 % respecto a 1990. Entonces 34 países industrializados (38 en 2007), se comprometieron a cumplir determinadas metas. En la tabla 1.3 se muestra la clasificación de las principales fuentes generadoras de estos gases (anexo A del protocolo). En la tabla 1.4 se presenta a los principales países responsables y sus porcentajes de emisión

Tabla 1.4: Principales países emisores en 1990

Principales países emisores	
Estados Unidos	36.1 %
Unión Europea	24.2 %
Federación Rusa	17.4 %
Japón	8.5 %
Canadá	3.3 %
Australia	2.1 %

en 1990.

Las sociedades deben reconocer que los recursos naturales son finitos por lo que se debe dar un uso más racional de los recursos y un cambio de actitud por parte de la humanidad, asimismo ésta debe reconocer que atacar el medio ambiente pone en peligro su propia supervivencia.

1.2. ENERGÍAS CONVENCIONALES

Las fuentes convencionales de energía, también conocidas como energías no renovables, son aquellas que existen en una cantidad limitada y que una vez empleada en su totalidad no pueden sustituirse. Las principales fuentes de energía convencionales son los combustibles fósiles (principalmente: petróleo, carbón y gas natural).

- Combustibles Fósiles

La generación de electricidad por medio de combustibles fósiles, es a través de la combustión de estos, lo que la hace un proceso poco eficiente que genera muchos desperdicios; GEI y materiales tóxicos. Por ejemplo, una planta de 1 GW alimentada con carbón, emite aproximadamente 6,500,000 de toneladas de CO₂, 5,000 toneladas de SO₂, 4,000 toneladas de NO_x y 400 toneladas de metales pesados por año (incluyendo elementos tan venenosos como Cd, Pb, As y Hg). Además, se producirán aproximadamente 500,000 toneladas de residuos sólidos de la remoción de SO₂ y NO_x que deberán ser reciclados o almacenados en piletas de desperdicios [CNEA, 2007]. Aunque el gas natural produce menos CO₂ que los derivados del petróleo y el carbón, sigue teniendo problemas de contaminación ya que este compuesto de CH₄ y CO₂, principalmente, los cuales son GEI y con su quema se liberan estos gases.

Una de las principales desventajas de usar los combustibles fósiles es que son recursos finitos. La teoría del pico de Hubbert predice la disminución en la producción mundial de petróleo (ver figura 1.2). En 1956 Hubbert predijo correctamente el pico de producción de petróleo de los Estados Unidos, que ocurrió a principios de los años setenta. Actualmente más de 50 países productores, incluyendo México, ya pasaron su pico de producción y queda sólo una decena de países con capacidad de aumentarla [Buenfil, 2005]. A nivel mundial el inicio del declive en la producción de petróleo debería empezar en el 2011 [ASPO, 2006]. Esta teoría también es aplicable al agotamiento del gas natural y el carbón mineral.

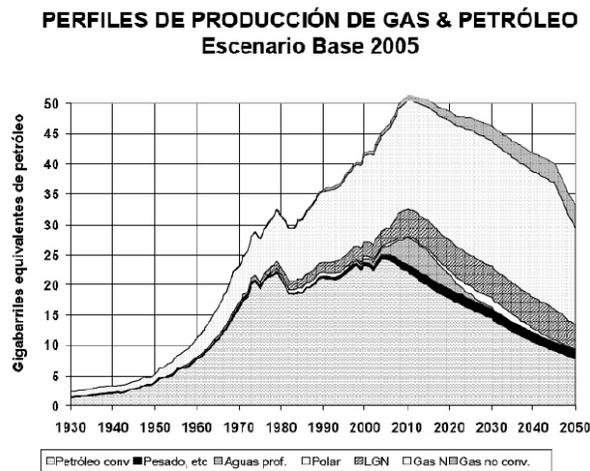


Figura 1.2: Perfiles de producción de gas y petróleo. Escenario Base 2005 [ASPO, 2006].

■ Energía Nuclear

La energía nuclear es aquella que resulta de la capacidad que tienen algunos isótopos de ciertos elementos químicos para experimentar reacciones nucleares liberando energía en la transformación. Una reacción nuclear consiste en la modificación de la composición del núcleo atómico de un elemento, que muta y pasa a ser otro elemento como consecuencia del proceso. Este proceso se da espontáneamente ó puede provocarse mediante técnicas como el bombardeo neutrónico.

Existen dos formas de aprovechar la energía nuclear para convertirla en calor; la fisión nuclear, en la que un núcleo atómico se subdivide en dos, neutrones y otras partículas; y la fusión nuclear, en la que al menos dos núcleos atómicos se unen para dar lugar a otro diferente.

Actualmente los países desarrollados consideran esta energía, junto con las renovables, como una de las principales para disminuir y remplazar a los combustibles fósiles. Muchos grupos e instituciones ecologistas se han opuesto firmemente ante la implementación de esta tecnología para la generación eléctrica. Sin embargo, existen algunos ecologistas que han empezado a hablar a favor de la energía nuclear, hasta el grado de sostener que se necesitan de inmediato fuentes de energía libres de emisiones. Una alternativa sería la fisión nuclear [Lovelock, 2006]. Esto abre un debate poco científico, ya que se exponen muchas veces los sentimientos y puntos de vista y se deja a un lado la toma de decisión en base a investigación y estudios fundamentados.

1.3. ENERGÍAS NO CONVENCIONALES

Las energías no-convencionales, también conocidas como energías alternas o renovables, se encuentran en investigación orientada a mejorar su eficiencia e implementación. Las razones principales de estos estudios son su bajo efecto contaminante y su capacidad de renovarse.

- Energías Solar y Eólica

La energía solar es aquella obtenida directamente del Sol. La potencia de la radiación recibida varía según el momento del día, la época del año, las condiciones atmosféricas que la amortiguan y la latitud. Se puede asumir, que en buenas condiciones de irradiación solar, el valor promedio en la superficie terrestre es 1 kW/m^2 . La radiación solar incidente en la Tierra puede aprovecharse por su capacidad para calentar o directamente a través del aprovechamiento de la radiación en dispositivos ópticos o de otro tipo.

Por otro lado la energía eólica es una forma indirecta de energía solar, puesto que son las diferencias de temperatura y de presión inducidas en la atmósfera por la absorción de la radiación solar las que ponen en movimiento el aire. El viento se aprovecha para mover aerogeneradores, donde se genera la electricidad. Para que su instalación resulte rentable, suelen agruparse en concentraciones denominadas parques eólicos.

Las principales ventajas de estos tipos de energía son:

- i) Son energías limpias, ya que no requieren una combustión que produzca dióxido de carbono, emisiones atmosféricas ni residuos contaminantes. Son una alternativa al cambio climático ya que no produce efecto invernadero.

- ii) Están disponibles en la mayor parte del mundo.
- iii) En casi todas las regiones de México se puede esperar un buen rendimiento de los sistemas de aprovechamiento [Montgomery, 1992].
- iv) Su instalación es rápida, en comparación con otras fuentes.
- v) La energía generada se puede almacenar, para su posterior utilización, terminando así con la necesidad de conectarse a redes de suministro.

Las principales desventajas son:

- i) Dependen de factores no controlables que las hacen intermitentes.
- ii) No sustituye totalmente a fuentes de energía no renovables.
- iii) Altos costos de inversión inicial.
- iv) Se necesitan áreas grandes para una producción parecida a las termoeléctricas.
- v) Baja eficiencia.

- Energía Geotérmica

La energía geotérmica es energía calorífica proveniente del núcleo de la Tierra, la cual se desplaza hacia arriba en el magma que fluye a través de las fisuras existentes en las rocas sólidas y semisólidas del interior de la tierra, alcanzando niveles cercanos a la superficie, donde existen condiciones geológicas favorables para su acumulación [CFE, 2007]. Las plantas geotérmicas producen poca contaminación del aire y mínimos impactos ambientales [Chambers, 2003]. La principal desventaja es la escasez de yacimientos de fácil acceso.

- Energía Hidroeléctrica

Las centrales hidroeléctricas utilizan la energía potencial del agua como fuente primaria para generar electricidad, la cual se convierte en energía cinética que es utilizada para impulsar el rodete de la turbina y hacerla girar para producir energía mecánica. Acoplado a la flecha de la turbina se encuentra el generador que finalmente convierte la energía mecánica en eléctrica [CFE, 2007]. Las plantas hidroeléctricas no producen contaminación del aire, pero las grandes hidroeléctricas tienen algunos problemas ambientales como control del nivel y la calidad del agua e interviene con el hábitat de los peces y la vida salvaje [Chambers, 2003]. Las mini-hidroeléctricas no tienen este problema, pero generan una baja potencia eléctrica.

1.4. OBJETIVO

En México faltan estudios y análisis, realizados de manera objetiva y sin prejuicios, con el fin de investigar si es viable o no invertir en el sector núcleo-eléctrico. Debido a esto, el objetivo de la tesis es determinar, mediante indicadores de seguridad y sustentabilidad, si la generación de la energía eléctrica a partir de energía nuclear es segura y sustentable para su aplicación en México.

Para esto es necesario hacer un análisis crítico de las ventajas y desventajas de su uso y su impacto al medio ambiente.

Este análisis deberá responder las siguientes preguntas: ¿Son las plantas nucleares seguras y confiables? ¿Se pueden depender de ellas? ¿Qué probabilidad hay de que exista un accidente como el de Three Mile Island ó el de Chernobyl? Es difícil determinar las respuestas pero sin ellas es imposible tomar una decisión sustentable respecto a la energía nuclear.

1.5. METODOLOGÍA

Para el logro de este objetivo, primeramente procederemos a describir los procesos que hacen posible la generación de electricidad por medios nucleares. Revisaremos los procesos de fisión, la reacción en cadena y enriquecimiento de uranio así como los diferentes tipos de reactores incluyendo los de generación IV. Luego, se describirán los principales indicadores de seguridad y sustentabilidad. Seguidamente analizaremos estos indicadores y los compararemos. Con este análisis podremos apreciar ventajas y desventajas respecto a la generación de electricidad por medio de fuentes convencionales de energía: gas, carbón y petróleo. Después se tratará de responder las preguntas formuladas en la sección 1.4. Finalmente, de manera aproximada, se concluirá si la generación de la energía eléctrica a partir de combustible nuclear es segura y sustentable para su aplicación en México.

CAPÍTULO 2

GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD POR MEDIOS NUCLEARES

El uranio presente en la naturaleza sólo contiene un 0,71 % de uranio 235 (^{235}U), el resto corresponde al isótopo no físil uranio 238 (^{238}U). Una masa de uranio natural, por muy grande que sea, no puede mantener una reacción en cadena, porque sólo el ^{235}U es fácil de fisiónar. Es muy poco probable que un neutrón producido por fisión, con una energía inicial de aproximadamente 2 MeV, inicie otra fisión, pero esta probabilidad puede aumentarse cientos de veces si se frena el neutrón a través de una serie de colisiones elásticas con núcleos ligeros como hidrógeno, deuterio o carbono. En ello se basa el diseño de los reactores de fisión empleados para producir energía.

En diciembre de 1942, en la Universidad de Chicago (EEUU), el físico italiano Enrico Fermi logró producir la primera reacción nuclear en cadena. Para ello empleó un conjunto de bloques de uranio natural distribuidos dentro de una gran masa de grafito puro (una forma de carbono). En la “pila” o reactor nuclear de Fermi, el “moderador” de grafito frenaba los neutrones y hacía posible una reacción en cadena.

Podríamos definir entonces un reactor nuclear como el sistema en el cual se produce una reacción en cadena de fisiones, la cual es mantenida bajo control. Existen diferentes tipos de reactores nucleares y con diversas aplicaciones, esencialmente éstas son: investigación, producción de radioisótopos, de cría (producción de material físil), y para producir electricidad.

A las plantas donde se produce energía eléctrica mediante reactores nucleares se les conoce como nucleoelectricas. El principio de generación de electricidad de las nucleoelectricas es esencialmente el mismo que el de las plantas termoeléctricas convencionales que funcionan con carbón, combustóleo o gas; es decir la conversión de calor en energía eléctrica. Esta conversión se realiza en tres etapas. En la primera, se utiliza la energía del combustible para producir vapor. En la segunda etapa la energía del vapor se transforma en movimiento de una turbina. En la tercera, el giro del eje de la turbina se transmite a un generador, el cual produce energía eléctrica.

En las centrales convencionales el vapor se produce en una caldera donde se quema de forma continua carbón, combustóleo o gas natural. Las centrales nucleoelectricas se diferencian de las centrales térmicas solamente en la primera etapa de conversión, es decir; en la forma de producir vapor. Por esta razón este capítulo está dedicado a describir, principalmente, la generación del vapor en un reactor nuclear.

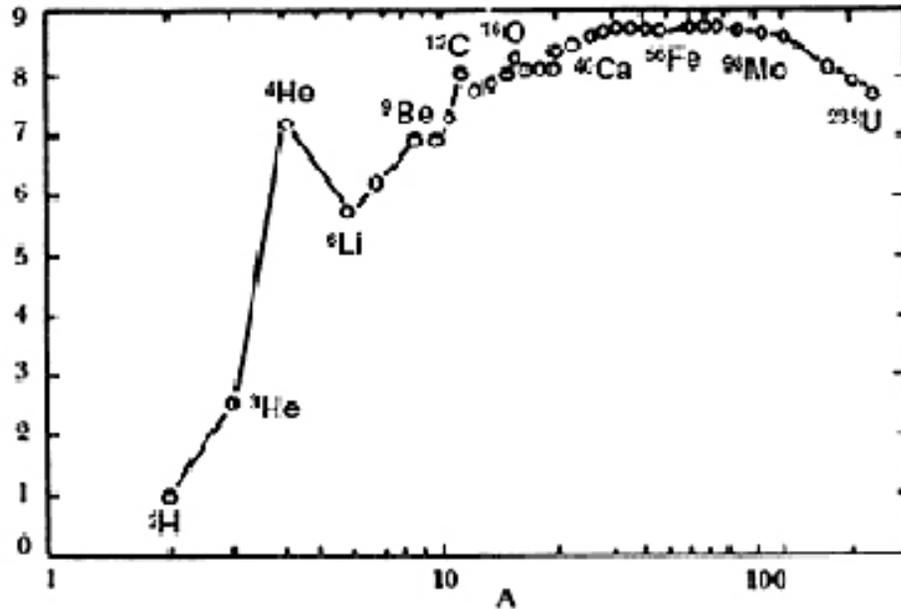
2.1. PROCESO DE FISIÓN NUCLEAR Y LA REACCIÓN EN CADENA

El átomo está formado por un núcleo, cargado positivamente, rodeado de electrones. El núcleo, que contiene la mayor parte de la masa del átomo, está compuesto a su vez de neutrones y protones, unidos por fuerzas nucleares muy intensas, mucho mayores que las fuerzas eléctricas que ligan los electrones al núcleo.

La energía de enlace de un núcleo mide la intensidad con que las fuerzas nucleares mantienen ligados a los protones y neutrones. La energía de enlace por nucleón, es decir, la energía necesaria para separar del núcleo un neutrón o un protón, depende del número másico A . La curva de las energías de enlace (ver figura 2.1) implica que si dos núcleos ligeros, que ocupan posiciones muy bajas en la tabla periódica, se fusionan para formar un núcleo de mayor peso (o si un núcleo pesado, que ocupa posiciones muy altas en la tabla periódica, se divide en dos de menor peso), los núcleos resultantes están ligados con más fuerza, por lo que se libera energía.

Una reacción de fisión nuclear libera una energía 10 millones de veces mayor que una reacción química típica. La fisión nuclear es una reacción en la cual un núcleo pesado, al ser bombardeado con neutrones, se descompone en dos núcleos, uno de ellos de masa

Figura 2.1: Curva de energía de enlaces por nucleón.



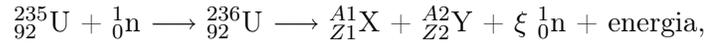
aproximadamente la mitad del otro, con gran desprendimiento de energía y la emisión de dos o tres neutrones. Estos, a su vez, pueden ocasionar más fisiones al interactuar con nuevos núcleos fisionables que emitirán nuevos neutrones y así sucesivamente. Este efecto multiplicador se conoce con el nombre de reacción en cadena. En una pequeña fracción de segundo, el número de núcleos que se han fisionado libera una energía 10^6 veces mayor que la obtenida al quemar un bloque de carbón o explotar un bloque de dinamita de la misma masa. Debido a la rapidez a la que tiene lugar una reacción nuclear, la energía se desprende mucho más rápidamente que en una reacción química. Este es el principio en el que está basada la bomba atómica. Las condiciones bajo las que se llegó a su descubrimiento y construcción forman parte de la historia de la humanidad.

Las dos características fundamentales de la fisión nuclear en cuanto a la producción práctica de energía nuclear son: En primer lugar, la energía liberada por la fisión es muy grande. La fisión de 1 kg de ^{235}U libera 18,7 millones de kilowatts hora en forma de calor. En segundo lugar, el proceso de fisión iniciado por la absorción de un neutrón en el ^{235}U libera un promedio de 2,5 neutrones en los núcleos fisionados. Estos neutrones provocan rápidamente la fisión de varios átomos más, con lo que liberan otros cuatro o más neutrones adicionales e inician una serie de fisiones nucleares autosostenidas, es decir una reacción en cadena que lleva a la liberación continua de energía nuclear.

Sí, se logra que sólo que el número de neutrones liberados en la fisión sea igual al número de neutrones absorbidos, el número de fisiones que tienen lugar por segundo es constante y la reacción está controlada. Este es el principio de funcionamiento en el que están basados los reactores nucleares, que son fuentes controladas de energía nuclear de fisión.

2.1.1. Fisión Nuclear

Como se describió anteriormente la fisión nuclear consiste en la división de un núcleo atómico masivo, como uranio o torio, en dos fragmentos de tamaño considerable. La fisión como proceso natural es muy raro. Un método para producir la fisión artificialmente es excitando al núcleo. La energía mínima de excitación para fisionar un núcleo pesado es del orden de 4 a 6 MeV [Alonso & Finn, 1992]. Otro método para inducir la fisión es por la captura de un neutrón. Este último, es el proceso más comúnmente usado en reactores nucleares [Lamarsh, 1977]. El proceso puede ser expresado por la reacción:

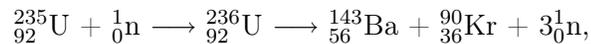


Donde ξ es un número entero, que es típicamente 2 ó 3. De aquí se ve que en la reacción se liberan más neutrones. La ley de conservación de nucleones, nos dice que después de la fisión el número de nucleones tiene que ser el mismo, por lo tanto:

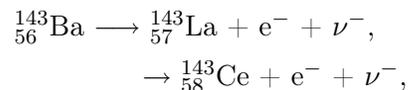
$$A_1 + A_2 + \xi = 236$$

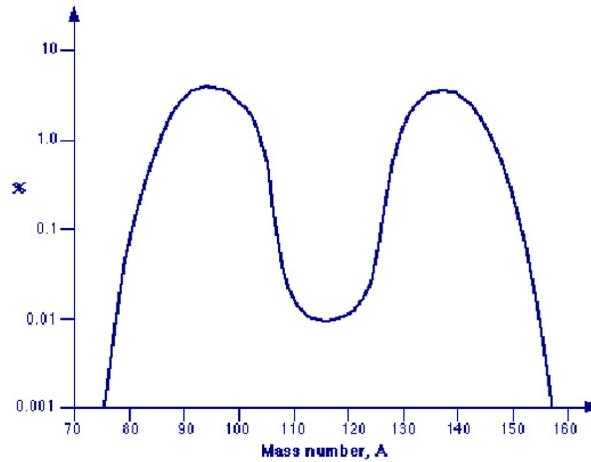
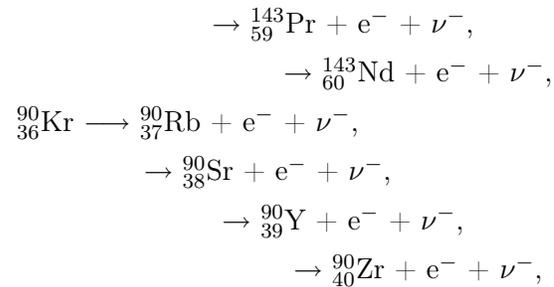
Los elementos resultantes de la reacción no siempre serán los mismos, su distribución esta dada por la gráfica de la figura 2.2.

Los productos directos de la fisión de ${}^{235}\text{U}$ son inestables y tienen decaimientos β^- (ver apéndice D) hasta llegar a ser un átomo estable. Como ejemplo, consideremos el caso donde los productos directos de la fisión son Ba, Kr y ξ es 3 [Gautrau & Savin, 2001], la reacción se escribe de la siguiente forma,



estos isótopos de Ba y Kr son inestables y son emisores β^- , su decaimiento es de la siguiente forma,




 Figura 2.2: Distribución de los productos de la fisión de ^{235}U [WNA, 2007d]


Tanto el $^{143}_{60}\text{Nd}$ como el $^{90}_{40}\text{Zr}$ son átomos estables, por lo que podemos describir la reacción de fisión nuclear como,



La masa final no es igual a la masa inicial, esta masa faltante se ha convertido en energía cinética, la cual podemos calcular como la diferencia de las masas por c^2 .

$$\begin{aligned}
 Q &= [M_u - M_{Nd} - M_{Kr} - (3 - 1)m_n]c^2 \\
 &= [235,043915u - 142,909779u - 89,904700u - 2(1,008665)u](931,5\text{MeV}/u)
 \end{aligned}$$

(donde u es la unidad de masa atómica)

$$\begin{aligned}
 &= 197,6\text{MeV} \\
 &= 31,616 \times 10^{12}\text{J}
 \end{aligned}$$

Esta es la energía liberada en una fisión la cual es usada para generar vapor y cuyos productos finales fueron $^{143}_{60}\text{Nd}$ y $^{90}_{40}\text{Zr}$ que, de acuerdo a la figura 2.2 son los productos finales más probables. Habíamos mencionado que los productos no son siempre los mismos por lo que la energía resultante de cada fisión es diferente. La energía promedio liberada por fisión es de 200 MeV [Gautrau & Savin [2001]; Lamarsh [1977]].

2.2. ENRIQUECIMIENTO DEL URANIO

En las centrales nucleoelectricas el vapor se obtiene a partir de la fisión de uranio, sin que se produzca combustión. En un reactor puede emplearse como combustible uranio natural o bien uranio enriquecido, aunque existen otros materiales fisionables que pueden usarse como combustible por ejemplo el plutonio (Pu) y el torio (Th). El uranio natural se coloca en los reactores en forma de uranio metálico (U) o de óxido de uranio (UO_2 ¹) dispuesto en barras compactas de pocos centímetros de diámetro y varios de longitud.

El uranio natural consiste de alrededor de 0.7% del isótopo ^{235}U que es físil y la mayor parte, el 99.3%, es el isótopo no físil (pero fisionable) ^{238}U [Lamarsh, 1977]. Por esta razón, es necesario el enriquecimiento de uranio. La mayoría de los reactores moderados con agua ligera usan como combustible el isótopo ^{235}U enriquecido de 3 a 5%. Para obtenerlo a este grado, es necesario incrementar la cantidad de isótopo físil, enriqueciendo la concentración del ^{235}U de su concentración natural, a la concentración deseada para la producción de combustible nuclear.

A escala industrial existen dos procesos que han probado ser confiables, seguros y relativamente económicos para enriquecimiento de uranio [NEA, 2005]: el proceso de difusión gaseosa (GD, gaseus difussion) y el proceso de gas centrifugado (GC, gas centrifuge). Ambos procesos usan el hexa-floruro de uranio en fase gaseosa, UF_6 , como material de consumo. En el proceso GD, el gas UF_6 es forzado a pasar través de membranas que separan el isótopo fisionable del no fisionable. En el proceso GC, la aceleración centrifuga separa el isótopo más ligero del más pesado debido a altas velocidades centrifugas. Para ambos métodos de enriquecimiento, el UF_6 pasa a través de unidades ciclicas de enriquecimiento hasta alcanzar el nivel de concentración deseado del isótopo ^{235}U . Existen otras formas de enriquecimiento, de las cuales algunas esta descritas en el apéndice A.

Después del proceso de enriquecimiento, se tiene que el remanente de uranio utiliza-

¹Para conocer la forma en que se obtiene el UO_2 ver apéndice B

do como material de consumo contiene entre 0.2 y 0.3 % en ^{235}U . Esta concentración de ^{235}U en el remanente esta determinado por técnicas de optimización y por factores económicos.

La unidad de trabajo de separación (SWU, Separative Work Unit) es una medida del uranio puesto a través de una planta de enriquecimiento y del trabajo de separación hecho para el enriquecimiento de uranio. El trabajo de separación varia de acuerdo a la concentración de ^{235}U en el material de consumo, en el producto y en el residuo. Por ejemplo, para tener como producto final 1 kg de uranio enriquecido al 3.5 % en el isotopo ^{235}U , se requiere de 6 a 8 kg de uranio natural al 0.7 % de ^{235}U . Esta operación necesita alrededor de 5.5 y 4.5 SWU y sólo producirá residuos con una concentración entre 0.2 y 0.3 % en ^{235}U .

La capacidad mundial anual de enriquecimiento de uranio para mayo del 2003, fue de 53,505 MSWU [NEA, 2005]. De este total, 30.4 MSWU están basados en el proceso GD y el resto en el proceso de GC. Los requerimientos anuales de enriquecimiento para los países de la Organización para la Coperación y Desarrollo Económico (OECD, por sus siglas en ingles) esta alrededor de 35 MSWU para el año 2000 el cual muestra la sobre-capacidad existente en el mundo. Para darnos idea, sí se sigue consumiendo el uranio enriquecido a este ritmo tendríamos reservas para 1,529 años y en caso de triplicar el consumo las reservas serian suficientes para 510 años. Esta sobre-capacidad es aumentada por la disponibilidad de uranio altamente enriquecido resultando de los excedentes de inventarios de defensa, los cuales pueden ser mezclados con uranio natural o gastado para tener un enriquecimiento apropiado y ser usado con fines pacíficos.

2.3. REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA

Como se describió anteriormente un reactor nuclear produce y controla la liberación de energía producida por la fisión de núcleos de ciertos elementos. El proceso de fisión se origina cuando un neutrón interacciona con un tipo de átomo (generalmente con un gran número de protones y neutrones en su núcleo) y lo parte produciendo dos fragmentos principales (productos de fisión) y dos o tres neutrones. Los productos de fisión salen con una gran velocidad y chocan con los núcleos vecinos. Como consecuencia de la fricción producida por los choques se libera calor. Los neutrones producidos por la fisión del átomo original fisiónarán a otros átomos de ese tipo creando lo que se conoce como reacción en cadena.

El primer reactor nuclear comenzó a funcionar en 1942, sólo tres años después del descubrimiento de la fisión del núcleo atómico. Las aplicaciones bélicas centraron los esfuer-

zos en el desarrollo de dos tipos generales de reactor: los de uranio natural (moderados por grafito o por agua pesada) y los de uranio ligeramente enriquecido (moderados y refrigerados por agua ligera). Los primeros, a lo largo de los años, dieron lugar a las actuales centrales comerciales canadienses, dotadas de reactores CANDU (CANada Deuterium Uranium, ver sección 2.4.3), de uranio natural y agua pesada, y a varios tipos de reactores de grafito refrigerados por gas, hoy obsoletos, pero que tienen perspectivas interesantes para el futuro.

Los segundos, desarrollados inicialmente para la propulsión de submarinos, son mucho más compactos, constituyendo hoy el equipo generador de energía de la mayor parte de las centrales comerciales.

El funcionamiento de las centrales nucleares ha ido mejorando hasta alcanzar cotas de excelencia que las convierte en un activo valioso para los sistemas eléctricos. La tecnología se ha ido perfeccionando a medida que se ha aprendido de éxitos y errores, se han incorporado mejoras procedentes de desarrollos en otras áreas (informática, materiales) y se ha creado una infraestructura muy sólida de legislación, ingeniería, equipos, ciclo del combustible y tratamiento de los residuos.

Los primeros reactores nucleares a gran escala se construyeron en 1944 en Hanford, en el estado de Washington (EEUU), para la producción de material para armas nucleares. El combustible era uranio natural; el moderador, grafito. Estas plantas producían plutonio mediante la absorción de neutrones por parte del ^{238}U ; el calor generado no se aprovechaba. En la figura 2.3 se puede apreciar la evolución de los reactores nucleares, estos van desde los reactores prototipo de Generación I hasta los futuros reactores de Generación IV.

2.3.1. Reactores Nucleares Activos en el Mundo

Los reactores nucleares han estado produciendo energía desde 1950 y hasta mediados del año 2007 se contaba con 439 reactores nucleares operando en 30 países más taiwan con una capacidad total instalada de 370 GW [WNA, 2007c].

En el año 1996 cinco nuevos reactores, con una capacidad eléctrica total neta de 5.717 MW, fueron conectados a la red mundial: uno en Francia, dos en Japón y los dos restantes en Rumania y Estados Unidos.

El comienzo de las operaciones, en abril del 97, en un nuevo reactor, el Wolsong 2, en la República de Corea, con una capacidad de 650 MW, elevó a 443 el número total de reactores en funcionamiento en todo el planeta, según la OIEA. Además, en 1996 se iniciaron

La Evolución de la Energía Nuclear

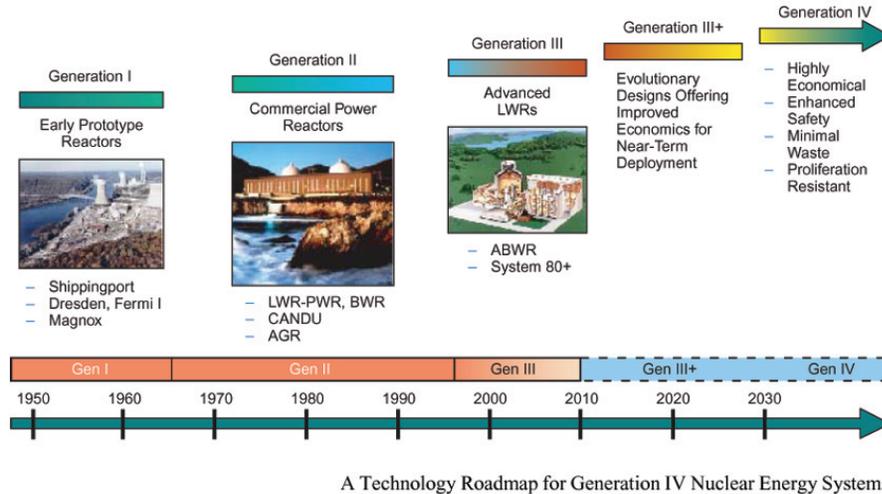


Figura 2.3: Evolución de los reactores nucleares

las obras de construcción de tres nuevos reactores nucleares: dos en Qinshan (China) y uno en Onagawa (Japón), con lo que actualmente hay en construcción 36 reactores en catorce países, entre ellos también Argentina, Brasil y Francia.

La contribución de la energía de origen nuclear a la producción eléctrica es especialmente elevada en Lituania, con un 83,4%; Francia, un 77,4%; Bélgica, 57,2%; Suecia, 52,4% y Eslovaquia, 44,5%. Siguen Suiza, con un 44,5%; Ucrania; 43,8%; Bulgaria, 42,2% y Hungría, con un 40,8%. En la Tabla 2.1 se indican las características de los diferentes tipos de reactores para generación de electricidad que hay en la actualidad, y los principales países que los usan.

La mayoría de los reactores nucleares necesitan detenerse para hacer la recarga de combustible. En este caso la recarga se lleva a cabo en intervalos de entre 1 y 2 años, reemplazando una cuarta parte o una tercera parte de los ensambles de combustible gastados por ensambles “frescos”. Sin embargo, los reactores tipo CANDU y RBMK (Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalniy, ver sección 2.4.5) tienen tubos presurizados (en lugar de una vasija conteniendo al núcleo del reactor), de esta manera se puede efectuar la recarga desconectando únicamente el tubo que contiene el combustible que tiene que ser reemplazado y no es necesario parar por completo el reactor.

Un reactor que usa agua pesada como moderador puede operar con Uranio natural debido a que el Deuterio, (que forma el agua pesada, D₂O), absorbe mucho menos neutrones térmicos que el Hidrógeno ordinario (agua ligera, H₂O). El agua pesada es menos efectiva que la ligera para moderar los neutrones. Al tener un neutrón más la sección eficaz de absorción es más baja, lo que disminuye las colisiones y por tanto el frenado (termalización) de los neutrones dando como consecuencia un menor número de fisiones.

Prácticamente en todos los tipos de reactores el combustible está constituido como pastillas cerámicas de UO₂ (con un punto de fusión de 2800 °C) y en la mayoría de los casos con un porcentaje de enriquecimiento en ²³⁵U. Las pastillas de combustible (usualmente de

Tabla 2.1: Plantas Nucleares de Potencia en Operación Comercial

Tipo de Reactor	País principal	No. de reactores	GWe	Combustible	Refrigerante	Moderador
Reactor de agua a presión (PWR)	EUA, Francia, Japón, Rusia	252	235	Dióxido de Uranio (UO ₂) enriquecido	Agua	Agua
Reactor de agua en ebullición (BWR)	EUA, Japón, Suecia, México	93	83	Dióxido de Uranio (UO ₂) enriquecido	Agua	Agua
Reactor enfriado con gas (Magnarox & AGR)	Reino Unido	34	13	Uranio natural (metal) Dióxido de Uranio (UO ₂) enriquecido	CO ₂	Grafito
Reactor de Agua Pesada a Presión CANDU (PHWR)	Canada	33	18	Dióxido de Uranio (UO ₂) natural	Agua pesada	Agua pesada
Reactor de Agua Ligera moderado con grafito (RBMK)	Rusia	14	14	Dióxido de Uranio UO ₂ enriquecido	Agua	Grafito
Reactor de neutrones Rápidos (FBR)	Japón, Francia, Rusia	4	1.3	Dióxido de uranio (UO ₂) y Dióxido de Plutonio (PuO ₂)	Sodio líquido	Ninguno
Otros	Rusia, Japón	5	0.2			
	Total	435	364			

1 cm de diámetro y 1.5 cm de largo) se acomodan típicamente en un tubo de Circonio con lo que se forma una barra de combustible, el Circonio es un material duro y resistente a la corrosión. Varias barras de combustible forman los ensambles de combustible los cuales son arreglos en los que se ensamblan las barras de combustible. Estos ensambles pueden ser insertados o extraídos del núcleo del reactor. En la mayoría de los reactores estos miden aproximadamente 3.5 metros de largo.

Los venenos quemables también son de gran utilidad principalmente al inicio de operación de un núcleo, o al inicio de cada etapa de recarga. Los venenos quemables se caracterizan por ser átomos cuyos núcleos son absorbedores de neutrones los cuales al absorber un neutrón se convierten en núcleos con sección eficaz de absorción baja. Estas absorciones compensan el exceso de reactividad en el núcleo debido a los combustibles frescos. Los venenos quemables reducen el número de barras de control requeridas en reactores que usan barras de control, lo que baja el costo de dichos reactores.

Hay varios componentes en común para la mayoría de los reactores nucleares:

1. **Combustible.** El principal átomo que se usa como combustible en un reactor nuclear es el Uranio. El Uranio extraído de minas tiene solamente un 0.7% de ^{235}U (el cual contiene 92 protones y 143 neutrones) contra un 99.2% de ^{238}U (el cual contiene 92 protones y 146 neutrones). El ^{235}U es realmente el combustible más útil pues fisiona más que el ^{238}U pero necesita que el neutrón con el cual va a interaccionar tenga una energía pequeña en comparación a la energía con que los neutrones son producidos por la fisión es decir que el neutrón sea “térmico”. El Uranio se encuentra usualmente en forma de pastillas de UO_2 , acomodadas en tubos para formar barras de combustible. Estas barras se acomodan en ensambles de combustible dentro del núcleo del reactor. El Uranio puede estar enriquecido con ^{235}U o estar en su forma natural.
2. **Moderador.** Es un material que tiene la característica de frenar los neutrones liberados por la fisión de manera que se vuelvan térmicos y puedan causar más fisiones. Algunos ejemplos de moderadores son el agua ligera, el agua pesada ó el grafito.
3. **Barras de Control.** Están hechas con materiales absorbentes de neutrones tales como cadmio o boro, y tienen la función de controlar la reacción en cadena a un nivel deseado o en un caso extremo auxiliadas por otros sistemas emergentes detener por completo la reacción en cadena.

4. **Refrigerante.** Es un líquido o un gas que circula a través del núcleo al cual se le transfiere el calor generado por el combustible.
5. **Vasija de presión o Tubos presurizados.** Es una vasija hecha de acero la cual contiene el núcleo del reactor y el moderador, o bien una serie de tubos presurizados los cuales contienen al combustible.
6. **Generadores de Vapor.** Es la parte del sistema de enfriamiento en la cuál el calor removido del núcleo se usa para generar vapor.
7. **Contenedor.** Es la estructura que contiene al núcleo del reactor la cual está diseñada para proteger el núcleo de factores externos y para proteger el medio ambiente de los efectos de la radiación generada en el núcleo del reactor o liberada por algún mal funcionamiento del mismo. Típicamente esta hecho de concreto (1 metro de espesor) y recubierto con una estructura de acero.

2.4. DESCRIPCIÓN DE LOS DIFERENTES TIPOS DE RE- ACTORES

En todo el mundo se han construido diferentes tipos de reactores (caracterizados por el combustible, moderador y refrigerante empleados) para la producción de energía eléctrica. Por ejemplo, en Estados Unidos, con pocas excepciones, los reactores para la producción de energía emplean como combustible nuclear óxido de uranio isotópicamente enriquecido, con un enriquecimiento promedio de 3% de ^{235}U . Como moderador y refrigerante se emplea agua normal muy purificada. Un reactor de este tipo se denomina reactor de agua ligera. A continuación se describirán de manera muy general algunos de los tipos de reactores comerciales más comunes en el mundo.

2.4.1. Reactor de Agua a Presión, PWR (Pressurized Water Reactor)

Reactor de segunda generación. Este tipo es el más común, usa agua ligera como moderador y refrigerante. El diseño se distingue por tener un circuito primario por el cual el refrigerante fluye a través del núcleo del reactor a una presión muy alta, y un circuito secundario en el cual se genera el vapor para mandarlo a las turbinas (ver la figura 2.4). Los reactores tipo PWR tienen ensambles de combustible de entre 200 y 300 barras cada

uno, acomodadas verticalmente en el núcleo. Un reactor puede contener entre 150 y 250 ensambles de combustible en su núcleo, lo que equivale a aproximadamente entre 80 y 100 toneladas de Uranio [WNA, 2007b].

El agua que fluye en el núcleo del reactor alcanza los 325°C , por lo que debe de mantenerse afectada por una presión de aproximadamente 150 veces la presión atmosférica para prevenir la ebullición. A la salida de la vasija la presión se mantiene usando un presurizador (ver Figura 2.4). En el circuito primario el agua juega también el papel de moderador, por lo que si hubiera una despresurización que provocara que el agua empiece a convertirse en vapor dentro del núcleo, al haber más vacíos, el efecto de moderación disminuye y por lo tanto la reacción de fisión disminuye. Este efecto es una de las características de seguridad de este tipo de reactores. El sistema secundario de apagado consiste en adicionar boro al circuito primario.

El circuito secundario está a una presión menor, por lo que el agua hierve al pasar por los intercambiadores de calor o generadores de vapor. El vapor entonces mueve la turbina para producir electricidad, y después es condensado y regresado a los intercambiadores de calor.

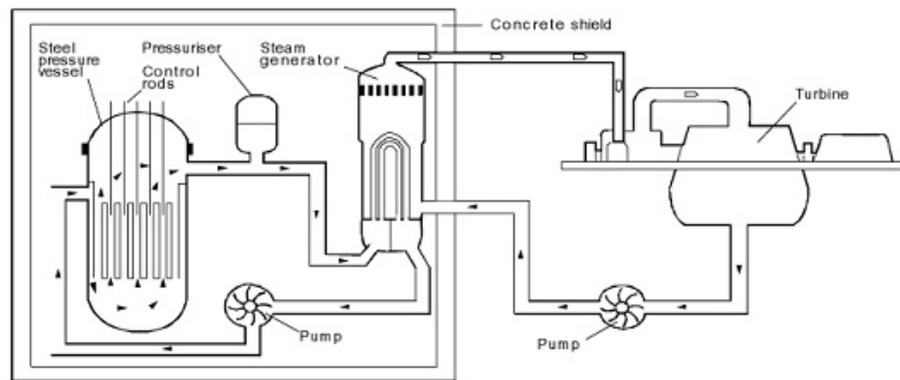


Figura 2.4: PWR: Reactor de Agua a Presion

2.4.2. Reactor de Agua en Ebullición BWR (Boiling Water Reactor)

Reactor de segunda generación. El diseño tiene varias similitudes con el del PWR, excepto que tiene únicamente un circuito (ver Figura 2.5) en el cual el agua está a “baja presión” (aproximadamente 75 veces la presión atmosférica) de tal forma que permite que el

agua hierva en el núcleo a una temperatura de alrededor de 285°C. El reactor está diseñado para operar con un porcentaje de entre el 12 y el 15 % de agua convertida en vapor en la parte más alta del núcleo, en donde el efecto de moderación disminuye.

El vapor pasa a través de separadores de vapor que tienen la función de secar el vapor, y de ahí va directamente a las turbinas. Debido a que el agua que fluye en este circuito se contamina, la turbina debe de estar blindada y se deben tener en cuenta medidas de protección radiológica en el momento de que se le dé mantenimiento. El costo de esto nivela los ahorros del diseño simplificado.

Los ensambles de combustible de un reactor tipo BWR comprenden generalmente entre 90 y 100 barras de combustible, y dependiendo del tamaño del reactor, puede contener hasta 750 ensambles, lo que equivale a aproximadamente 140 toneladas de Uranio. (Laguna Verde tiene 444 ensambles).

Un sistema de control secundario tiene que ver con restricciones sobre el flujo de agua que pasa a través del núcleo de tal forma que el vapor en la parte alta del núcleo implica una reducción de la moderación y por consiguiente disminuye la reacción en cadena.

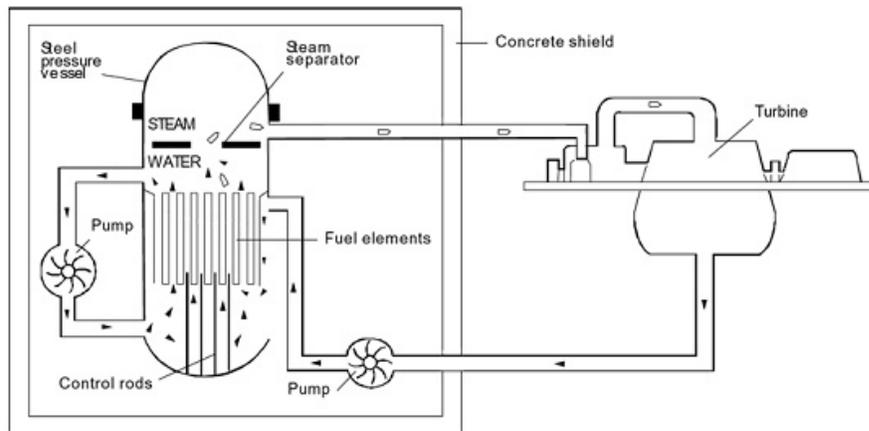


Figura 2.5: BWR: Reactor de Agua en Ebullición

2.4.3. Reactor de Agua Pesada a Presión PHWR o CANDU (Pressurized Heavy Water Reactor)

Reactor de segunda generación. El diseño de los reactores tipo CANDU se desarrolló en Canadá en la década de los 50's. Estos reactores utilizan como combustible dióxido de

Uranio natural (0.7% ^{235}U), por lo que necesitan un moderador que absorba menos neutrones térmicos, en este caso se usa agua pesada (D_2O). En este diseño lo que se enriquece con deuterio ^2H es el moderador (agua) y no el combustible con ^{235}U .

El moderador está contenido en un gran tanque llamado calandria, este tanque tiene insertados horizontalmente tubos a presión en los que está contenido el combustible (Figura 2.6), y por donde pasa el flujo de agua pesada a presión alta, de tal forma que alcanza una temperatura de 290°C sin hervir. De manera similar que en un PWR, el vapor se genera en un circuito secundario conectado a las turbinas. Una de las ventajas del diseño de la calandria es que el reactor no se tiene que apagar para recargarlo, el cambio de combustible se puede hacer desconectando únicamente el tubo de presión para el cual el combustible va a ser reemplazado.

El ensamble de combustible para este tipo de reactor consiste de arreglos de 37 barras de combustible de medio metro, y una estructura soporte. Las barras de control penetran la calandria verticalmente, y un sistema de apagado secundario implica la adición de gadolinio al moderador.

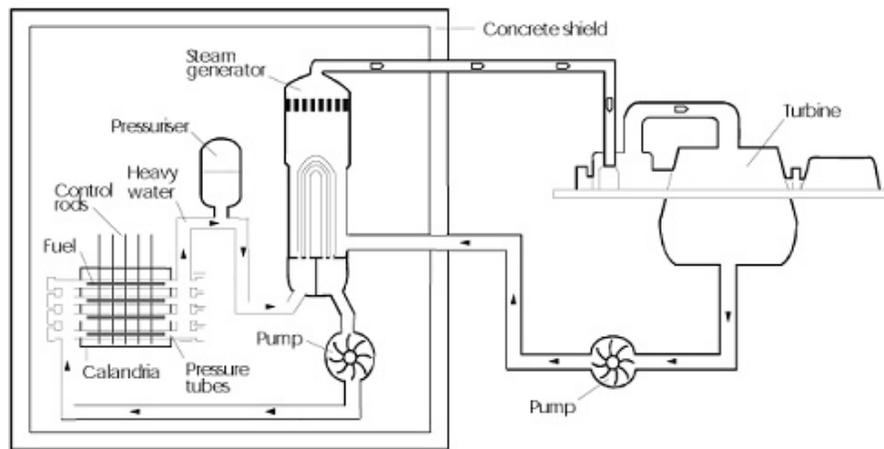


Figura 2.6: PHWR: Reactor de Agua Pesada a Presión

2.4.4. Reactor Avanzado Refrigerado con Gas AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor)

Este tipo de reactor corresponde a la segunda generación de reactores enfriados con gas de tecnología británica. Usa grafito como moderador y dióxido de carbono como

refrigerante. El combustible está constituido por pastillas de dióxido de Uranio enriquecido entre el 2.5 y 3.5%, contenidas en tubos de acero. El dióxido de carbono circula a través del núcleo, alcanzando temperaturas de hasta 650°C y luego entra en contacto con tubos generadores de vapor que se encuentran afuera del núcleo pero que están dentro de la vasija de acero (Figura 2.7). Las barras de control penetran el moderador y un sistema de apagado secundario tiene que ver con la inyección de nitrógeno al refrigerante.

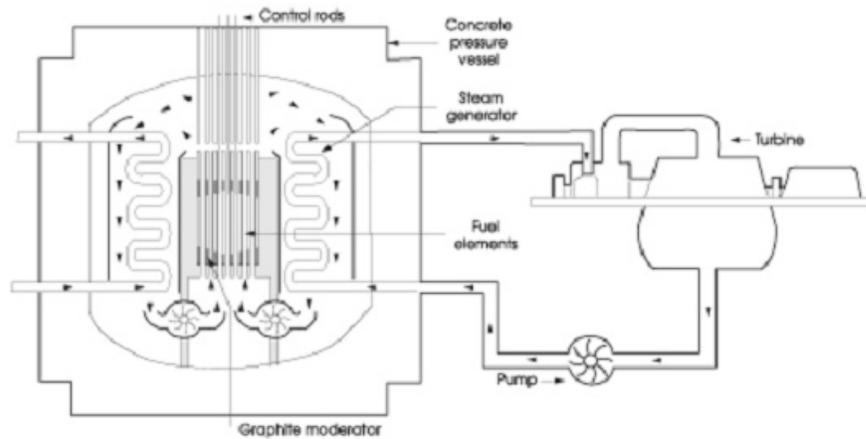


Figura 2.7: AGR: Reactor Avanzado Refrigerado con Gas

2.4.5. Reactor de Agua Ligera Moderado con Grafito, RBMK (Light Water Graphite-Moderated reactor)

Diseño soviético, fue desarrollado partiendo del concepto de los reactores para producir plutonio. Pertenece a la primera generación. Emplea tubos verticales a presión acomodados en un contenedor de grafito que sirve como moderador. Está refrigerado con agua, a la cual se le permite hervir dentro del núcleo, como en el caso de los reactores BWR, a una temperatura de 290°C. El combustible es dióxido de uranio ligeramente enriquecido acomodado en ensambles de 3.5 metros de longitud. Debido a que tiene un moderador fijo el que el agua hierva en el núcleo no tiene gran ingerencia en la moderación, y la reacción en cadena continua. En la figura 2.8 se aprecia el diagrama del RBMK.

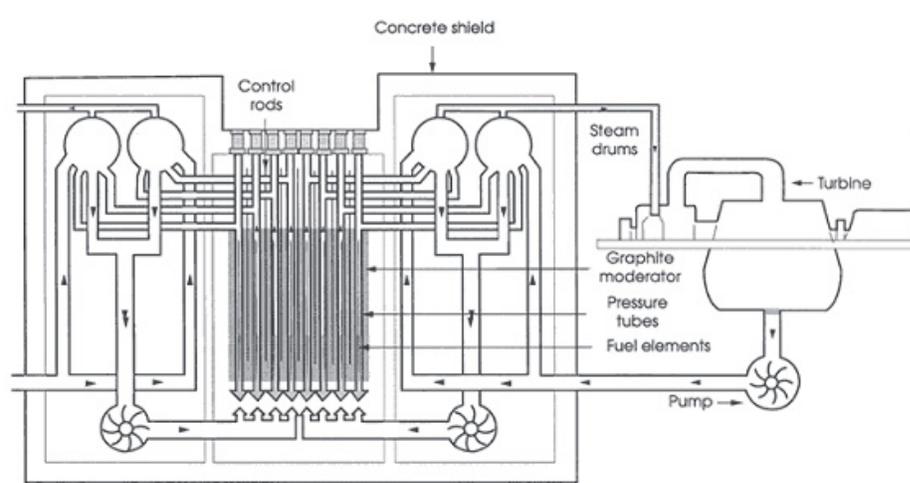


Figura 2.8: RBMK: Reactor de Agua Ligera Moderado con Grafito

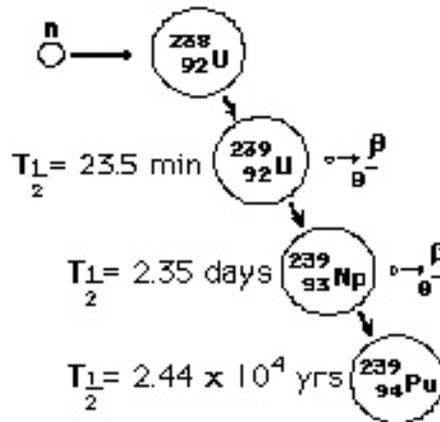
2.4.6. Reactor Rápido de Cría FBR (Fast Breeder Reactor)

Los reactores rápidos utilizan neutrones rápidos en apoyo del proceso de fisión, contrariamente a los reactores refrigerados por agua y por gas, los cuales utilizan neutrones térmicos. Los reactores rápidos se conocen también generalmente como de cría, ya que producen combustible, además de consumirlo. La reproducción de plutonio permite a los reactores rápidos extraer 60 veces más energía del uranio que los reactores térmicos. Estos reactores pertenecen a la tercera generación. Los reactores rápidos están refrigerados comúnmente por algún metal líquido como el sodio, ya que su peso atómico evita que se moderen los neutrones por colisiones elásticas. El combustible utilizado es uranio enriquecido entre el 15 y el 30 %, el combustible está rodeado de ^{238}U de tal manera que al absorber un neutrón rápido se convierte en ^{239}U y después de un proceso de decaimiento se produzca el ^{239}Pu (ver figura 2.9). El diagrama del FBR se puede ver en la figura 2.10.

2.4.7. Reactor de Agua en Ebullición Avanzado ABWR (Advanced Boiling Water Reactor)

Es el primer reactor de agua ligera de Generación III que se construyó. Actualmente hay cuatro unidades operando en Japón, dos están siendo construidas en Taiwán y hay otras dos planeadas en Texas, EUA.

Los sistemas de instrumentación y control (I&C) hacen uso de las tecnologías más


 Figura 2.9: Proceso de decaimiento del ^{238}U

avanzadas, como por ejemplo la fibra óptica que con su uso se ha disminuido dramáticamente la cantidad de cables en la planta, esto también tiene el beneficio de que acorta el tiempo de construcción en aproximadamente un mes.

Los ABWR están diseñados para poder ser ubicados en casi todos los lugares disponibles para instalaciones nucleares en el mundo y su tiempo de construcción es de 50 meses. También está diseñado para un fácil mantenimiento. La operación de toda la planta se hace muy eficiente y prácticamente sin problemas de exposición para los trabajadores.

Su ciclo de operación es de 18 meses y está diseñado para llegar hasta los 24 meses. Mientras que el tiempo estimado para llevar a cabo la recarga es de 50 días. Debido a sus características de diseño mediante las cuales se reduce el número y la duración de paradas del reactor, el ABWR tiene un factor de carga del 87 %.

El ABWR tiene tres sistemas de seguridad totalmente independientes. Dichos sistemas tienen funciones redundantes de seguridad. Cada sistema tiene microprocesadores para procesar la información que llega al sistema debido a los sensores y generar señales de control. Estos tienen la capacidad de mantener el núcleo cubierto bajo cualquier circunstancia. En el caso de tener un accidente por pérdida de refrigerante (LOCA), el ABWR tiene la capacidad de responder automáticamente sin requerir del operador por alrededor de 72 horas.

Un esquema del reactor ABWR puede ser visto en la figura (2.11).

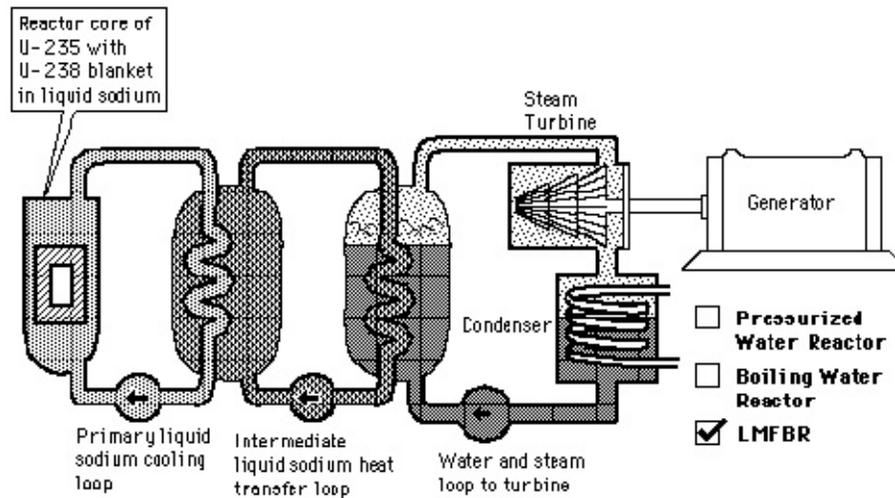


Figura 2.10: FBR: Reactor Rápido de Cria

2.4.8. Reactor Avanzado de Agua a Presión AP100 (Advanced Pressurized Water Reactor)

La NRC aprobó la certificación de diseño del reactor de agua a presión avanzado AP1000 (tercera generación), desarrollado por Westinghouse, en 2006 ganó una licitación emitida por China y se encuentra en proceso de construir 4 reactores de éste tipo en China.

El AP1000 es una planta nuclear avanzada de 1000 MWe (ver figura 2.12) que usa las fuerzas de la naturaleza y diseños simples para mejorar la seguridad y la operación de la planta, y reduce los costos de construcción. Sus sistemas de seguridad son en su mayoría pasivos, es decir, hacen uso de fenómenos naturales como la gravedad, circulación, convección, evaporación, condensación, en lugar de componentes mecánicos y/o eléctricos, por lo que en la mayoría de los casos no se necesita de la activación de sistemas complejos ni de acciones del operador. Estos sistemas pasivos reducen el costo de construcción de la planta, además el prescindir de los equipos y componentes mecánicos que se usaban en las plantas convencionales elimina costos de mantenimiento del equipo que está sujeto a inspecciones regulatorias.

El costo para construir una planta con dos unidades AP1000 se calcula que es 15% menor que una planta con dos unidades convencionales de 600 MWe. Y los costos de operación y mantenimiento proyectados son 35% menores que el promedio de la industria nuclear. Los ciclos de combustible son de 18 meses y el factor de capacidad estimado del

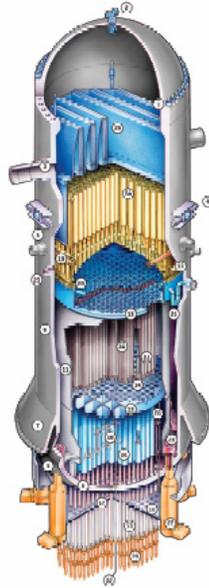


Figura 2.11: Reactor de Agua en Ebullición Avanzado

AP1000 es de 80 %. Su tiempo de construcción es de 36 meses.

En el AP1000 los sistemas de seguridad y las frecuencias de daños al núcleo son mucho menores a los requeridos por la NRC y que la mayoría de las plantas nucleares que actualmente operan.

2.4.9. Reactor a Presion Europeo EPR (European Pressurized Reactor)

Reactor de tercera generación basado en las tecnologías más recientes de los PWR: los reactores franceses N4 y los reactores Convoy que operan en Alemania. Es resultado del trabajo conjunto entre Framatome y Siemens KWU. El trabajo de diseño fue terminado a finales de 1999 y fue seguido de estudios económicos y de optimización. En la actualidad el EPR está siendo construido en Finlandia, un segundo reactor iniciará su construcción a finales de este año en Francia, se espera que ambos entren en operación en el 2011.

Entre sus principales características de diseño tenemos que, posee la tecnología más avanzada lo cual lo hace extremadamente seguro, sus costos de operación bajos, construidos en serie implicará que la generación de energía sea aproximadamente 20% más barata que las plantas de potencia de ciclo combinado de gas, la operación y el mantenimiento son más sencillos y genera menos desechos. Su tiempo de construcción es de aproximadamente 57



Figura 2.12: Planta del reactor AP1000 de la Westinghouse

meses.

Utiliza UO_2 como combustible enriquecido al 5% de ^{235}U , también puede usar combustible MOX, el uso de combustible está optimizado, lo cual implica ahorros de uranio de aproximadamente un 15%. Esto se consigue gracias a que el núcleo es largo y está rodeado de un reflector que contribuye a que haya un número máximo de neutrones produciendo más fisiones. El ciclo de combustible es de 24 meses. El tiempo para hacer la recarga de combustible ha sido acortado a 16 días, con esto se puede alcanzar una capacidad de carga del 91%.

El diseño del EPR hace más fácil el control del inventario de Plutonio, de tal forma que ofrece la oportunidad de usar combustibles reciclados. Puede operar con ensambles de combustible MOX en su totalidad. Si se requiere, el inventario de plutonio puede reducirse más usando un proceso llamado multi-reciclaje que consiste en reprocesar el combustible que ya había sido reciclado.

Un esquema del EPR se muestra en la figura 2.13.

2.4.10. Reactor CANDU Avanzado ACR (Advanced CANDU Reactor)

El reactor ACR es la siguiente generación de reactores CANDU y está basado al igual que el CANDU 9 en la tecnología comprobada del CANDU original, pero combinado

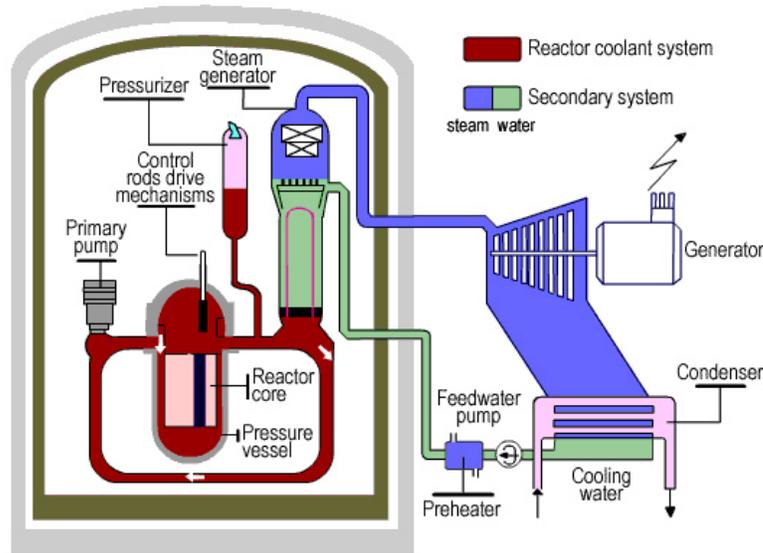


Figura 2.13: Reactor a Presion Europeo

con características más avanzadas.

El costo de la planta es competitivo contra otras plantas nucleares y de gas. Su tiempo de construcción es de 36 meses. El ciclo de combustible es flexible y la recarga se hace sin parar el reactor por lo que tiene factores de capacidad altos. Diseño del núcleo del reactor es más compacto (ver figura 2.14). Tiene un sistema de refrigerante de agua ligera y como moderador agua pesada que se encuentra localizada completamente dentro de la calandria, lo cual elimina la posibilidad de fugas. Como una aplicación a la industria adicional a la producción de energía eléctrica considera la producción de hidrógeno mediante electrólisis.

En estos momentos se está desarrollando el ACR-1000 basados en las características del ACR-700, el cual usa uranio ligeramente enriquecido a diferencia de sus antecesores que usaban uranio natural, lo cual hace que tenga un ciclo de combustible tres veces mayor. También, utiliza un nuevo diseño de contenedores de barras de combustible (bundles) llamado CANFLEX, el cual tiene una eficiencia termo-hidráulica superior a los anteriores y puede ser cargado con una variedad de diferentes tipos de combustible (uranio natural, uranio ligeramente enriquecido, MOX, uranio-torio, etc.)

El volumen de combustible gastado es similar al producido por los reactores de agua ligera, pero la baja reactividad del combustible gastado por el ACR-1000 permite almacenarlos cerca, lo que reduce el volumen de almacenamiento.

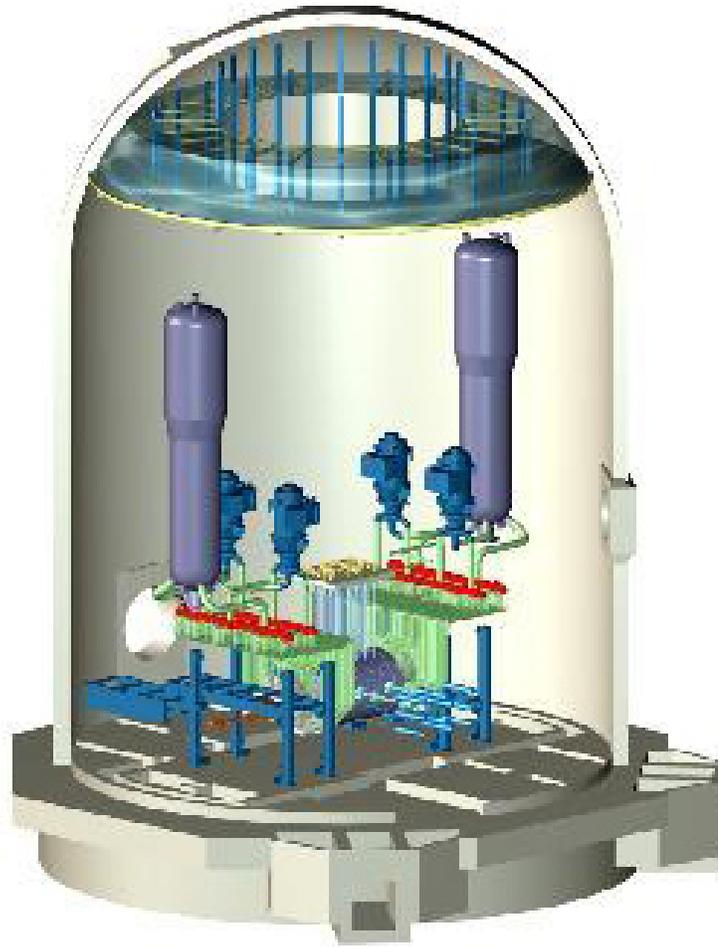


Figura 2.14: Reactor CANDU Avanzado

2.5. REACTORES DE GENERACIÓN III+

Los reactores de Generación III+ han evolucionado de los reactores de generación III, son diseños más avanzados, es decir, parcialmente revolucionarios, son diseños evolutivos que ofrecen mejoras económicas en un corto plazo, se tiene previsto que podrían entrar en operación a mediados de la próxima década.

La principal característica de estos reactores es la extensa implementación de los sistemas de seguridad pasivos, a diferencia de los reactores de Generación III que solo los tienen parcialmente, a continuación se describen las características de estos reactores:

- Diseño estandarizado; lo que significa certificación común para todos los reactores del mismo tipo, con lo cual se reducen los costos de capital y los tiempos de construcción.
- Diseño simplificado; lo que conlleva menos materias primas, no solo favoreciendo la reducción de los costos de capital y los tiempos de construcción, sino también el retiro de los desechos al final de la vida del reactor. El diseño simplificado también reduce los costos de operación, logrando con esto que el mantenimiento de la planta sea más fácil y con lo cual se puede mejorar la confiabilidad.
- Mayor tiempo de operación de la planta (típicamente 60 años); beneficiando la cuestión financiera, ya que la inversión y los costos de desmantelamiento pueden ser amortizados en un periodo de tiempo más largo, generando un rendimiento mejor de la inversión.
- Incorporación de venenos quemables en el combustible, esto permite quemados más elevados, reduciendo el volumen de los desechos de alto nivel.
- Alto enriquecimiento del combustible, alrededor del 5 %, lo cual hace más eficiente el aprovechamiento del combustible ayudando también a reducir los desechos de alto nivel. Con la ayuda de los venenos quemables el ^{235}U extra es quemado en una forma más adecuada lo cual implica menos combustible fresco. Con esta medida se aumenta el factor de capacidad de la planta, ya que al utilizar el combustible por más tiempo, se reducen las paradas por recarga.
- Incremento en la eficiencia térmica; con lo cual los costos y desechos se reducen aún más dando como resultado más calor liberado en el combustible y que se transformará en electricidad. Esto además reduce los requerimientos de combustible.

- Flexibilidad en el combustible; lo que permite la implementación de combustible MOX reduciendo los costos de almacenamiento del Plutonio. Incluso algunos diseños pueden manejar Torio.
- Sistemas de Seguridad Pasivos; esta es la principal característica que los hace diferentes de los reactores de Generación III, ya que tienen una mayor implementación de este tipo de sistemas. Todo esto permite que se tengan un número menor de componentes y menos tuberías, además esta es la razón por la que se puede conseguir una simplificación en el diseño.

De acuerdo a las características mencionadas anteriormente se pueden distinguir 5 tipos de reactores de la generación III+, los cuales describiremos a continuación.

2.5.1. Reactor de Agua en Ebullición Economico Simplificado ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor)

Este reactor de 1380 MWe, fue desarrollado por General Electric. Es un diseño evolucionado del ABWR y principalmente de su predecesor el SBWR (Reactor Simplificado de Agua en Ebullición) un diseño de 670 MWe, que ya incorporaba sistemas de seguridad pasivos y que fue desarrollado alrededor de los 90's con soporte del DOE.

La potencia considerablemente más alta del ESBWR combinada con la extensa reconfiguración y simplificación de los sistemas, además de la estructura de contención, hacen que el costo se reduzca muy significativamente en comparación con el SBWR o el ABWR.

Lo exitoso del diseño, licenciamiento, construcción y operación de la planta de potencia nuclear ESBWR introducirá una nueva era de seguridad, economía, y electricidad nuclear ambientalmente amigable. El ESBWR es el primero de una nueva generación de plantas nucleares equipadas con tecnologías avanzadas y características que aumentan la seguridad de la planta a nuevos niveles mejorando significativamente la competitividad económica de esta forma de generación de energía eléctrica.

Los objetivos clave alcanzados por este sistema son: una vida útil de 60 años, factor de disponibilidad del 87%, menos de un apagado no planeado por año, ciclos de 18 a 24 meses, probabilidad de daño al núcleo reducida $<10^6$ por año, generación de desechos menor que la de los actuales BWRs, tiempo de construcción de 48 meses, 20% de reducción en el costo de capital \$/kWh. Se espera que la aprobación del diseño sea para finales del 2008, y

la certificación formal 12 meses después. Esto favorece la construcción anticipada por parte de los Estados Unidos y podría estar en operación en 2014. En la figura 2.15 se muestra el diagrama de una central nuclear con este tipo de reactor.

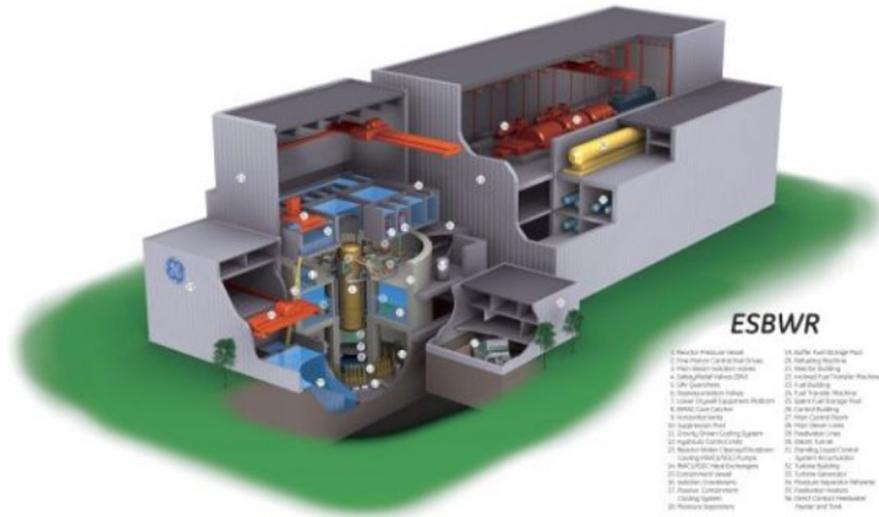


Figura 2.15: Reactor de Agua en Ebullición Económico Simplificado

2.5.2. Reactor de Agua en Ebullición-1000 SWR-1000 (Siedewasser Reaktor-1000)

El sistema SWR-1000 fue desarrollado por Framatome Advanced Nuclear Power (F-ANP) que hoy forma parte de AREVA. Es un reactor de agua en ebullición avanzado con una salida neta de potencia de 1013 MWe, basado en la generación actual de reactores de agua en ebullición. Todos los nuevos sistemas y componentes de seguridad han sido exitosamente puestos a prueba en instalaciones de escala completa en Europa para verificar su capacidad, funcionalidad y confiabilidad. Este reactor cumple con los requerimientos reguladores nucleares internacionales y ha sido ofrecido como quinta unidad a Finlandia.

Beneficios Clave: Generación eléctrica a costos competitivos comparados con grandes plantas nucleares así como con plantas de gas y carbón, longitud de ciclo flexible (12 a 24 meses) y quemados de hasta 65 GWd/t, mejoramiento en los márgenes de seguridad y factor de disponibilidad, tiempos de construcción cortos (48 meses) y vida útil de 60 años. La fase básica de diseño empezó a mediados de 1995 siendo terminada en 1999, el desarrollo de

esta fase abarcó un análisis de seguridad independiente del sitio, un análisis de seguridad probabilístico y una proyección de los costos de construcción, después de esto se buscó la certificación en los Estados Unidos por la NRC, pero esta ha sido aplazada. En la figura 2.16 se muestra el diagrama de una central nuclear con este tipo de reactor.

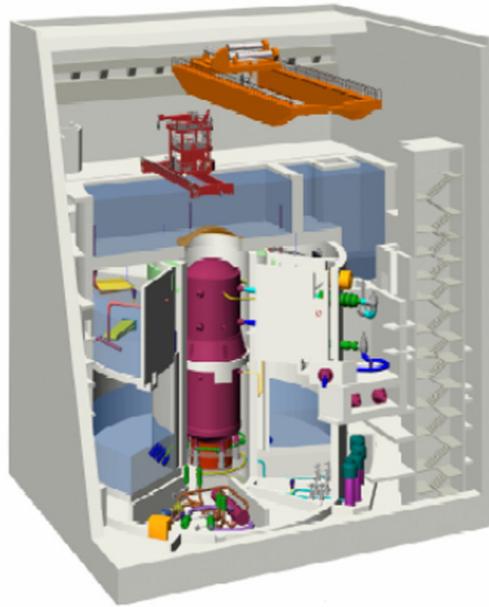


Figura 2.16: Reactor de Agua en Ebullición 1000

2.5.3. Reactor Modular de Helio con Turbina de Gas Acoplada GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor)

El GT-MHR (ver figura 2.17) es un avanzado sistema de potencia nuclear diseñado para proveer una muy alta seguridad, alta eficiencia térmica, ventajas ambientales y generación de electricidad con costos competitivos.

El GT-MHR es un reactor moderado por grafito y enfriado por helio. Cada unidad genera 288 MWe. El calor generado por la fisión nuclear en el reactor es transferido al gas refrigerante (helio) y convertido en energía eléctrica en una turbina de gas acoplada, vía un ciclo Brayton directo. El combustible consiste en esferas de combustible; cada esfera consiste de múltiples capas de combustible, formando combustible cilíndrico comprimido y cargados en bloques de grafito, generando una estructura hexagonal de 102 columnas de elementos

combustibles con canales para el helio y las barras de control.

El diseño de GT-MHR ofrece una eficiencia térmica muy alta (aproximadamente del 48%) y una notable seguridad nuclear. El GT-MHR es desarrollado bajo un programa internacional en Rusia para la disposición de plutonio excedente de armas nucleares. Los gobiernos y el sector privado de EUA, Rusia, Francia, y Japón patrocinan el desarrollo del trabajo, pero General Atomics (GA) tiene el liderazgo del proyecto proporcionando apoyo técnico por parte de Estados Unidos. La planta de demostración rusa del GT-MHR está planeada para operar en 2009. Paralelamente se está pensando en un plan comercial adaptando el diseño para utilizar Uranio como combustible, además de convertir el diseño desarrollado en Rusia a los estándares de los EUA, todo esto podría ser completado en la próxima década.

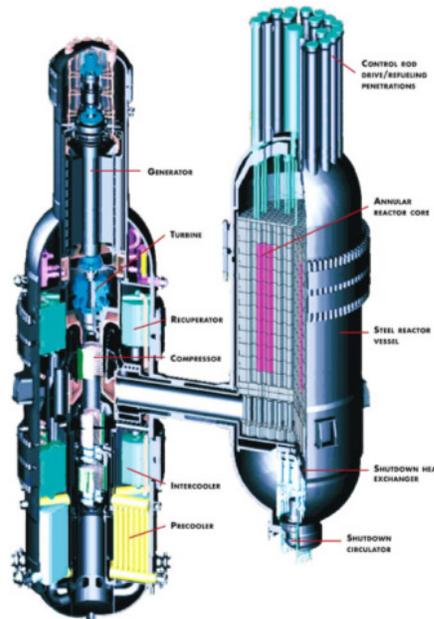


Figura 2.17: Reactor Modular de Helio con Turbina de Gas Acoplada

2.5.4. Reactor Modular de Cama de Esferas PBMR (Pebble Bed Modular Reactor)

El PBMR es un Reactor de Alta Temperatura (HTR, por sus siglas en inglés), con un ciclo cerrado, con un sistema de conversión de potencia a base de turbina de gas. Aunque

no es el único HTR en desarrollo actualmente en el mundo, es un proyecto conjunto liderado por ESKOM (the South African Industrial Development Corporation and Exelon forman parte del consorcio), el proyecto Sudafricano es reconocido internacionalmente como el líder en el campo de la generación de potencia. Es posible una eficiencia muy alta y una atractiva economía sin comprometer los altos niveles de seguridad pasiva que se espera tengan los diseños de reactores nucleares avanzados.

Sus habilidades para generar electricidad económica, y crear muy valiosos co-productos como el hidrógeno para el combustible del futuro, la desalinización del agua y los procesos de calefacción a nivel industrial y residencial, no solo lo ponen en un nivel superior a los reactores nucleares anteriores, sino que también en un nivel superior de la siguiente generación de fuentes energéticas.

El PBMR comprende esencialmente una vasija de presión de acero la cual contiene cerca de 450,000 esferas de combustible. El combustible consiste de partículas de Uranio ligeramente enriquecido con una cubierta triple contenido en una esfera de grafito. Una partícula cubierta consiste de un kernel de dióxido de uranio rodeada por cuatro capas de recubrimiento. El sistema PMD es enfriado por Helio y el calor que se transfiere por el helio al sistema de conversión de potencia, se convierte en electricidad a través de una turbina de gas. Como la planta PBMR es más pequeña que las plantas convencionales, el PBMR se puede instalar en sitios cercanos a los lugares de consumo, facilitando la distribución y disminuyendo los costos de distribución.

Algunas características son las siguientes: tiene una potencia de salida promedio de 110 MWe, una eficiencia térmica de cerca del 42 %, el hecho de una recarga constante de las esferas de combustible hace que tenga un muy alto factor de capacidad, la temperatura que puede alcanzar el helio es de 900 °C.

Una planta de demostración comenzará a construirse en este año para entrar en operación comercial en 2010. En la figura 2.18 se muestra el diagrama del reactor.

2.5.5. Reactor Internacional Inovado y Seguro IRIS (International Reactor Innovative and Secure)

A fines de 1998, el Departamento de Energía de los Estados Unidos de Norteamérica formuló requerimientos para lo que después sería conocido como sistemas nucleares de generación IV. Esos sistemas fueron concebidos para satisfacer los siguientes objetivos: Re-

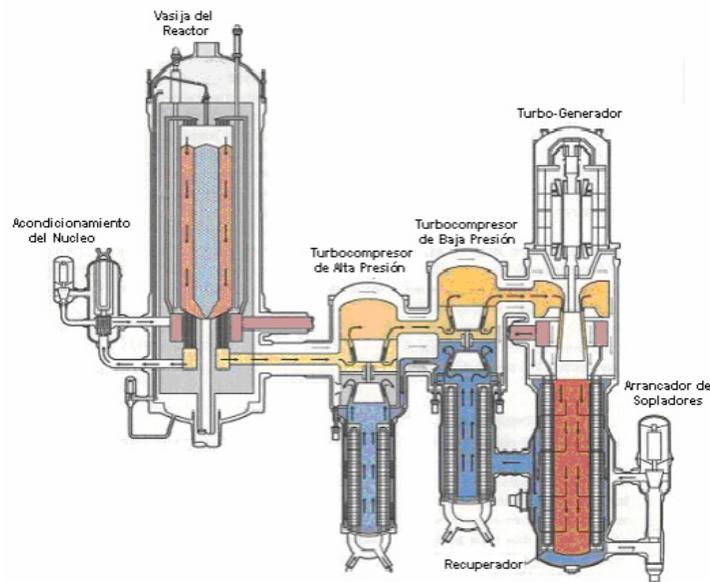


Figura 2.18: Reactor Modular de Cama de Esferas

sistencia a la proliferación, Seguridad mejorada, Competitividad económica, y Reducción de las cantidades de desechos radiactivos.

El desarrollo de los sistemas de generación IV ha sido respaldado por el programa NERI (Nuclear Energy Research Initiative). En 1999 el DOE seleccionó entre otras, una propuesta hecha por la compañía Westinghouse, la Universidad de California en Berkeley (UCB), el Instituto de Tecnología de Massachussets (MIT) y el Politécnico de Milán en Italia, para desarrollar un reactor de generación IV, de baja potencia, modular, y resistente a la proliferación, lo cual llevó al desarrollo del reactor denominado IRIS (International Reactor Innovative and Secure).

El concepto IRIS demostró rápidamente que tenía características únicas, que lo hicieron atractivo para la generación comercial de potencia en el mundo, tanto en los países desarrollados como en los aún en desarrollo. Por ejemplo, la modularidad y el tamaño de pequeño a mediano, fueron considerados deseables para los mercados emergentes, atendiendo a las limitaciones potenciales de la red eléctrica. Sin embargo, los mercados financieros en los países desarrollados están predispuestos a favorecer los módulos de tamaño medio contra las unidades sencillas grandes, haciendo con esto a IRIS una opción competitiva. Como resultado, este proyecto ha crecido con un total apoyo y esfuerzo internacional de 20

instituciones de 10 países, lideradas por Westinghouse, cabe señalar que México a través del ININ forma parte del proyecto y ha estado participando muy activamente en el desarrollo de este Reactor.

Algunas características son: diseño modular de 335 MWe, extenso uso de sistemas de seguridad pasivos, resistente a la proliferación debido a sus extendidos ciclos de recarga de combustible, tiempo de construcción de menos de tres años. Se prevé la certificación en los Estados Unidos para el 2010 y la construcción a mediados de la próxima década. Un diagrama de este reactor se muestra en la figura 2.19.

Debido a que este sistema podría ser instalado para el 2015, se decidió que no entraría en la clasificación de la Generación IV y se decidió llamarlo de Generación III+, aunque reúne los criterios de Generación IV excepto por las fechas de Instalación.

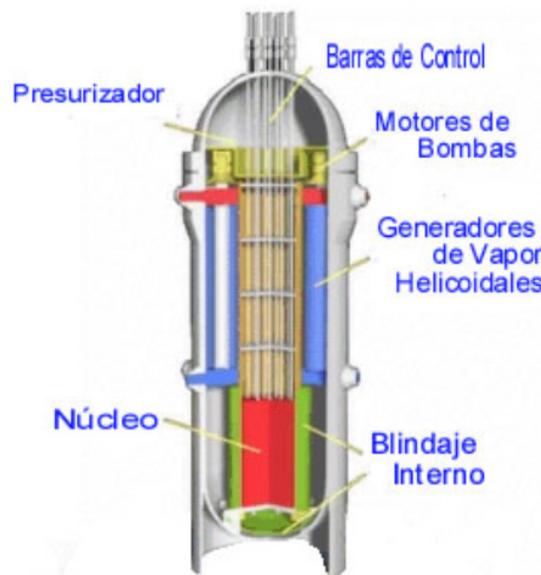


Figura 2.19: Reactor Internacional Innovado y Seguro

2.6. REACTORES DE IV GENERACIÓN

Conociendo las necesidades de energía en el futuro, diez países -Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, Republica de Corea, Republica de Sur África, Suiza, Reino Unido y Estados Unidos, a estos se le unieron Rusia y China en el 2006- han convenido en un

marco de cooperación internacional en investigación por una generación avanzada de sistemas de energía nuclear, conocida como Generación IV. El objetivo de estos reactores es estar disponible para su despliegue internacional antes del año 2030, cuando muchos de las actuales plantas estarán en el final, o cerca, de sus licencias de operación (NERAC & GIF, 2003).

Seis reactores nucleares de IV generación serán desarrollados durante el periodo 2010-2030. Estos presentaran avances en sustentabilidad, economía, seguridad, fiabilidad y resistencia a la proliferación. En particular, cuatro están diseñados para la producción de hidrogeno.

La mayoría de estos sistemas utilizan un ciclo cerrado de combustible para maximizar el recurso base y minimizar los altos niveles de residuos que son enviados a los repositorios. Tres son reactores rápidos y uno puede ser construido como reactor rápido, uno es descrito como epi-térmico y sólo dos operaran con neutrones lentos. Su capacidad de generación ira desde 150 a 1500 MWe.

Sólo uno es refrigerado por agua ligera, dos por helio y los otros por bismuto, sodio o sal fluoruro. Estos últimos tres operan a baja presión con una significativa ventaja en seguridad. Estos tienen el combustible uranio disuelto en el refrigerante. El rango de temperaturas va desde 510 a 1000°C, comparado con menos de 330°C para los reactores de agua ligera construidos hasta el 2006.

A continuación describiremos brevemente cada uno de los seis reactores de Generación IV.

2.6.1. Reactor Rápido Refrigerado por Gas GFR (Gas-Cooled Fast Reactor)

Como otros reactores refrigerados por helio (He) este operara a altas temperaturas, 850 °C, lo cual es apropiado para la generación de energía, producción termoquímica de hidrogeno u otro proceso de calor. Para el primero el gas será conducido directamente a una turbina (ver Figura 2.20). Los combustibles pueden ser uranio gastado o cualquier otro material que se pueda fisurar o fértil. El combustible gastado puede ser reprocesado in situ y todos los actínidos pueden ser reciclados y con ello minimizar la producción de desperdicios radioactivos de larga vida.

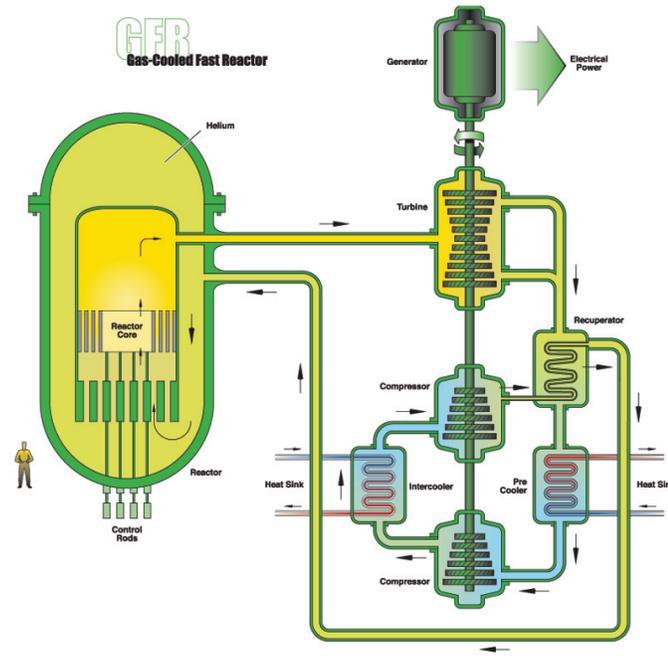


Figura 2.20: GFR: Reactor Rápido Refrigerado con Gas

2.6.2. Reactor Rápido Refrigerado con Plomo LFR (Lead-Cooled Fast Reactor)

El refrigerado por metal líquido (Pb o Pb-Bi) es por convección natural. Los combustibles pueden ser uranio metálico o nítrido gastado, con reciclado completo de actínidos de plantas centrales o regionales. Pueden existir diferentes rangos de producción, desde 50 hasta 1200 MWe, con temperaturas de operación de 550°C a 800°C, considerando materiales avanzados y con ello ser capaz de producir hidrógeno de forma termoquímica.

Esto corresponde con la tecnología del reactor rápido BREST de Rusia el cual es refrigerado con plomo y con los 40 años de experiencia de refrigeración con plomo-bismuto en reactores submarinos. El GIF a propuesto dos diseños experimentales: el STAR de USA y el LSPR de Japón, estos son refrigerados por plomo y plomo-bismuto, respectivamente. En la figura 2.21 se presenta un diagrama del LFR.

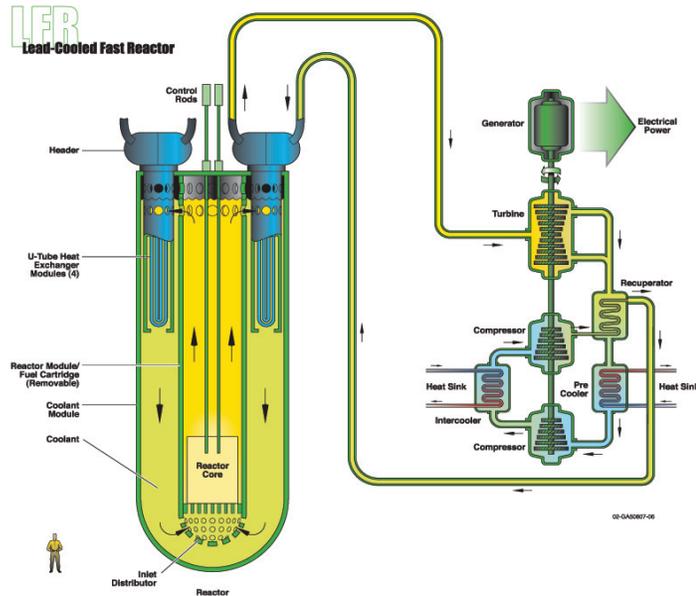


Figura 2.21: LFR: Reactor Rápido Refrigerado con Plomo

2.6.3. Reactor de Sal Fundida MSR (Molten Salt Reactor)

En este reactor el combustible uranio está disuelto en el refrigerante sal de fluoruro de sodio (ver Figura 2.22) el cual circula a través de canales de grafito para alcanzar algo de moderación y un espectro de neutrones epi-térmicos. Los productos de fisión son removidos continuamente y los actínidos son completamente reciclados, mientras el plutonio y otros actínidos pueden ser agregados junto con ^{238}U . La temperatura de refrigeración es de 700°C a muy bajas presiones. Un sistema de refrigeración secundaria se usa para la generación de electricidad, y producción termoquímica de hidrógeno también es factible [NERAC & GIF, 2003].

Este diseño es sustentable debido a su ciclo de combustible cerrado y su excelente funcionamiento en el uso de desperdicios.

2.6.4. Reactor Rápido Refrigerado con Sodio SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor)

Estas construcciones cuentan con más de 300 años-reactor de experiencia. Utilizan uranio gastado en el combustible y tiene una temperatura de refrigeración de 550°C para la generación de electricidad, vía un circuito secundario de sodio. Dos modelos, con reciclado

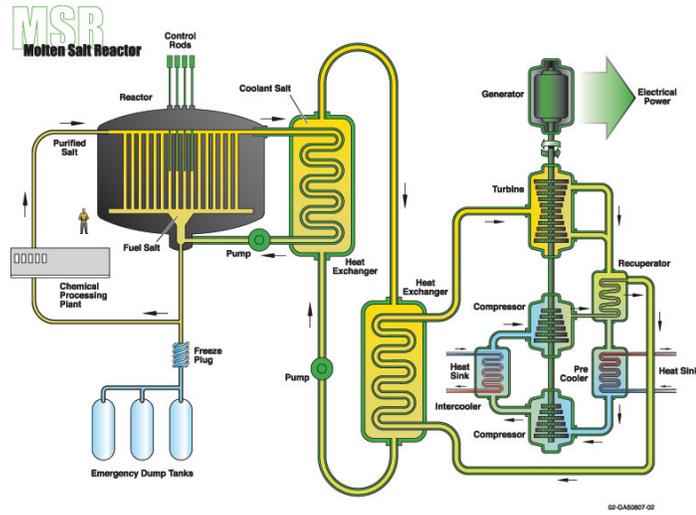


Figura 2.22: MSR: Reactor de Sal Fundida

completo de actínidos, son propuestos: uno es de tamaño intermedio, 150 a 500 MWe, con actínidos incorporados en el combustible metálico requiriendo un proceso piro-metalúrgico en sitio, y uno de tamaño mediano a grande de 500 a 1500 MWe con combustible óxido de uranio-plutonio mezclado (MOX, por sus siglas en inglés). Un diagrama del SFR es mostrado en la figura 2.23.

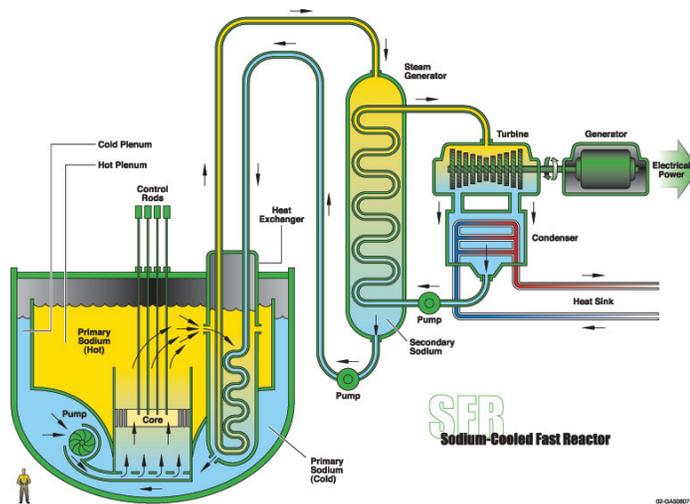


Figura 2.23: SFR: Reactor Rápido Refrigerado con Sodio

2.6.5. Reactor Refrigerado por Agua Supercrítica SCWR (Supercritical Water-Cooled Reactor)

Este es un reactor refrigerado por agua a muy alta presión el cual opera sobre un punto crítico termodinámico de agua para dar una eficiencia térmica de alrededor de un tercio más alto que los reactores actuales de agua ligera. El agua supercrítica (25 MPa y 510-550°C) es dirigida directamente a las turbinas sin un sistema secundario de vapor (ver figura 2.24). Sus mejoras en seguridad son similares a los simplificados reactores de agua hirviente. Su combustible es óxido de uranio, enriquecido en el caso del ciclo abierto de combustible el cual es opcional. También puede ser construido como reactor rápido con reciclado completo de actínidos basados en un reproceso convencional. Las plantas tienen una capacidad de generación de 1700 MWe. La mayor parte de la investigación en este diseño ha sido en Japón.

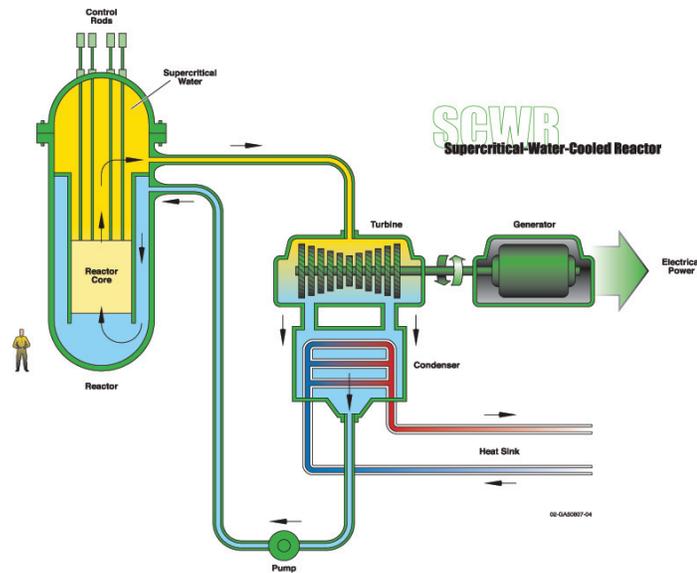


Figura 2.24: SCWR: Reactor Refrigerado por Agua Supercrítica

2.6.6. Reactor de Gas a Muy Alta Temperatura VHTR (Very-High Temperature Reactor)

Estos reactores están moderados con grafito y refrigerados con helio, basados en una substancial experiencia (ver figura 2.25). Su temperatura de operación es alrededor de 1000°C capaz de tener una producción termoquímica de hidrógeno vía un intercambiador de

calor intermediario, con cogeneración de electricidad, o altas eficiencias directas manejando una turbina de gas. Esto tiene flexibilidad con los combustibles, pero no recicla. Las plantas tienen una capacidad de generación de 600 MWe.

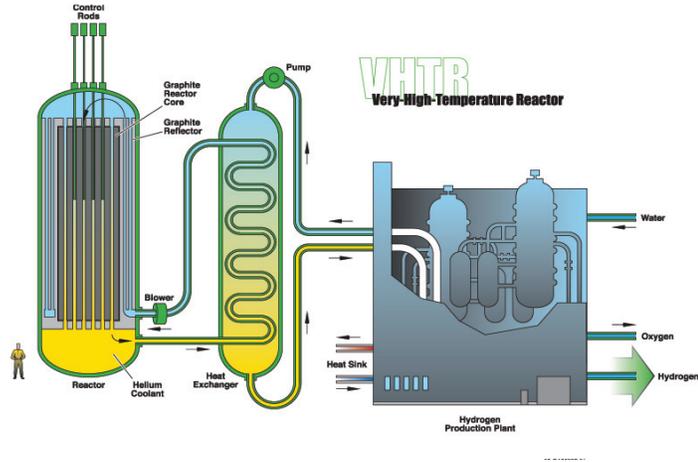


Figura 2.25: VHTR: Reactor de Gas a Muy Alta Temperatura

CAPÍTULO 3

INDICADORES DE SEGURIDAD Y SUSTENTABILIDAD

En los últimos años se ha propuesto reabrir el debate sobre si se debe incrementar el uso de la energía nuclear en México. El hecho es que los diferentes puntos de vista no dejan en claro cual es la perspectiva real de esta energía dejando como pregunta clave ¿la energía nuclear en México será sustentable y segura?

La industria nuclear es la que más se apega a un programa basado en el análisis probabilístico de seguridad que garantice la reducción del riesgo asociado con la operación de reactores nucleares, el impacto al ambiente y a los seres humanos [Palacios & Alonso, 1996].

A pesar de esto, organizaciones como Greenpeace y el Fondo Mundial para La Naturaleza (WWF, por sus siglas en inglés) tienen un punto de vista anti-nuclear. En general predicen miedo a la radiación, a los desechos nucleares, a la proliferación de armas nucleares y a otro accidente como TMI o Chernobyl. Sin embargo, un número creciente de ambientalistas está cambiando a favor de la energía nuclear porque hay razones ambientales para estar a favor de los diferentes beneficios de la energía nuclear [Comby, 2006].

Para saber si la energía nuclear en México es sustentable y segura es necesario conocer los indicadores de estos y posteriormente hacer un análisis. Este capítulo esta dedicado a dar una descripción de los diferentes indicadores de sustentabilidad y seguridad para la energía nuclear.

3.1. SUSTENTABILIDAD

El concepto de desarrollo sostenible fue elaborado a finales de los 80's y definido por el reporte Brundtland como "un desarrollo que satisface las necesidades de las generaciones actuales, sin comprometer las posibilidades del futuro". Una de las principales preocupaciones en la producción de energía eléctrica, es minimizar el impacto negativo que la generación de ésta pueda tener en los seres humanos, además de preservar los recursos naturales del planeta para futuras generaciones [Palacios & Alonso, 1996].

Según la "International Nuclear Societis Council (INSC)" para el año 2050, de 8 a 9 mil millones de personas, probablemente, consumirán entre 15 y 18 mil millones de toneladas métricas de petróleo (15-18 Gtoe). La pregunta es, ¿dónde se obtendrá? Los combustibles fósiles, especialmente petróleo y gas, son fuentes finitas y que aún ahora en el 2007 están mostrando señales de restricción en la extracción e incremento de precios. Es más, una política de continua dependencia en los combustibles fósiles será insostenible por el impacto negativo que causaría al ambiente. Una de las medidas que se deben tomar es aumentar el uso de fuentes de energía que emitan pequeñas cantidades de CO₂ durante su ciclo de vida [INSC, 2006].

La cuestión no se reduce a confrontar la energía nuclear con las fuentes renovables; es importante que ambas opciones energéticas hagan una contribución sensata y compatible con el ahorro de la energía [Palacios & Alonso, 1996]. No sería razonable depositar todas nuestras esperanzas en una sola tecnología y limitarnos a un camino energético que pudiera resultar equivocado en el futuro. Esto no solamente sería inaceptable desde el punto de vista de la sostenibilidad respecto de las generaciones del futuro sino que tampoco podemos construir el futuro sobre la base de sueños poco realistas o de mejoras especulativas. Las decisiones se deberán tomar de acuerdo con opciones sólidas porque de no ser así, las consecuencias podrían ser desastrosas. La energía nuclear ha demostrado claramente su utilidad y su contribución favorable en el pasado y su desarrollo continuo se justifica dada la necesidad de asegurar el futuro energético [Palacios & Alonso, 1996].

Finalmente, es importante señalar que al aumentar la población mundial, la demanda de energía también se incrementará y que el carbón, el petróleo, la fisión nuclear y el gas natural serán nuestras fuentes primarias de combustible en el 2020 como hasta hoy lo son. Sí no se toman las medidas adecuadas para garantizar el desarrollo sostenible y se espera hasta que la escasez de energía sea patente, será demasiado tarde para evitar un

impacto negativo en el trabajo, el hogar y en la vida de la gente, por ello la opción nuclear debe ser considerada una alternativa viable en la generación de energía en el país, pues es una forma de producción de energía sustentable [Palacios & Alonso, 1996].

3.1.1. Indicadores Económicos

Un factor como oposición a la construcción nuevas plantas nucleares es el factor económico [Frost, 2005]. Antes, los costos de implementación eran elevados y los tiempos de construcción eran largos. La estandarización de los diseños “cheaper money” y la experiencia acumulada en la industria han hecho a las plantas nucleares económicamente competitivas con respecto a las plantas de combustible fósil.

La competitividad es un indicador relevante en medida que los costos de mercado reflejan los costos totales para la sociedad de un producto o actividad.

Respecto a la competencia con las nuevas plantas de combustible fósil, las plantas nucleares existentes pueden ser ordenadas en tres categorías, dependiendo de sus costos de producción [NEA, 2000].

- Un primer grupo será capaz de competir con las nuevas plantas de combustible fósil aún cuando los costos de capital sean incluidos. Estos serán los primeros candidatos para una extensión de vida.
- Un segundo grupo será capaz de competir con los costos marginales (combustible, costos de operación y mantenimiento), pero no serán capaces de recobrar sus costos capitales. Sin embargo como estos han sido incurridos, se puede pagar para continuar operando estas plantas y así recuperar, al menos, algo de la inversión.
- Un tercer grupo no podrá competir con los costos marginales y probablemente cerraran, si su funcionamiento no puede ser mejorado.

Desde el punto de vista económico la energía nuclear es bastante competitiva. Si consideramos únicamente los gastos de generación, está es aun más barata que la producción mediante hidrocarburos. La mayor parte de los recursos se emplea en los sistemas de seguridad que garantizan la minimización del riesgo asociado con el uso de reactores nucleares [Palacios & Alonso, 1996].

Las estaciones de energía nuclear son compactas, típicamente el área de un estadio de fútbol con sus lotes de estacionamiento y producen energía continuamente, cuando así es requerido [Comby, 2006].

Subir la potencia de salida de reactores nucleares se reconoce como una fuente adicional de capacidad de generación, así como también la extensión de su vida útil.

Los factores de capacidad de las plantas nucleares alrededor del mundo han incrementado diez puntos porcentuales desde 1990, del 70 al 80 % [WNA, 2006]. Como el factor de capacidad es la razón de la energía actual producida por una planta de potencia en un periodo dado, el aumento de este indica que se está produciendo más energía que lo que se esperaba en el mismo periodo. Con ello los costos por unidad de electricidad bajan.

La restauración del turbo-generador de la planta combinado con utilizar los beneficios de los márgenes iniciales del diseño del reactor e instrumentación digital y tecnologías de control pueden incrementar la salida de planta por un rango de 15-20 % [WNA, 2006].

En los casos donde las licencias de operación están limitadas por tiempo, los dueños buscan obtener extensiones de esta por medio de sus autoridades regulatorias donde ellos pueden justificar más vida para sus plantas. El proceso de relicenciamiento ha sido más fiable y barato que lo que muchos comentaristas anticiparon [WNA, 2006].

Se espera que la mayoría de las plantas nucleares existentes continúen funcionando hasta el final de sus diseños de vida. La extensión de vida será probablemente rentable para muchas centrales nucleoelectricas [NEA, 2000].

Por otro lado estudios de la OECD/NEA de 1983 al 2005 muestran una estabilidad relativa en los costos de generación totales de plantas nucleares. Esto ha resultado esencialmente por dos factores: Los costos del combustible han bajado debido a los bajos precios del uranio y su enriquecimiento junto a nuevos diseños de combustible permitiendo combustiones nucleares más altas, mientras los costos de operación y mantenimiento (O&M) se han estabilizado a niveles competitivos con otras fuentes de generación. Como ejemplo, en EUA los costos de combustible han bajado de 1.28 centavos de dólar por kWh a mediados de los 80', a sólo 0.44 centavos de dólar por kWh al 2003 y los de O&M de 1.93a 1.28 centavos de dólar por kWh en el mismo periodo [WNA, 2006]. En ese país el costo promedio de producción nuclear fue de 1.72 centavos de dólar por kWh en el 2003, ver tabla 3.1, el más bajo de cualquier tecnología de generación en ese país. Cabe mencionar que niveles de 1 euro centavo por kWh han sido logrados en Finlandia y Suiza [WNA, 2006].

A estos niveles, las nucleoelectricas han sido bien operadas sobre bases sostenidas

y son las tecnologías, no hidroeléctrica, mas competitivas en costos de operación base.

Tabla 3.1: Promedio de costos de producción nuclear en USA, 1985-2003, en centavos de dolar por kWh

	1985	1990	1995	2000	2003
Costos de O&M	1.93	2.07	1.73	1.37	1.28
Costo de combustible	1.28	1.01	0.69	0.52	0.44
Total	3.21	3.08	2.42	1.89	1.72

Los costos totales de generación de electricidad con nuevas unidades nucleares que serán ordenadas en los próximos años podrían estar en el rango entre 2.5 y 6 centavos de dólar por kWh a una tasa de descuento del 5% y entre 4 y 8 centavos de dólar por kWh a una tasa de descuento del 10% [NEA, 2000].

La estimación de costos, que sirve como base para tomar decisiones, depende fuertemente de la tasa de descuento adoptada. Con una tasa de descuento del 5%, plantas de energía nuclear de actual generación podrían competir favorablemente con otras alternativas, pero en un mercado competitivo y desregularizado una tasa de descuento del 10% es más probable que prevalezca.

La energía nuclear esta caracterizada por sus altos costos de capital y bajos costos marginales de generación eléctrica. De acuerdo a la tabla 3.2, elaborada a partir de los estudios hechos por el IEA/NEA sobre los costos proyectados de generación de electricidad, la parte de capital de inversión en los costos totales de generación es de alrededor del 60% mientras O&M el 25% y el combustible alrededor del 15%.

Una vez operando, una planta nuclear ofrece estabilidad en los costos de producción. El costo del combustible representa sólo un pequeño porcentaje de los costos totales de generación y por eso aún un incremento significativo en los precios del uranio no tendrá mucho impacto en los costos de generación de electricidad nuclear. Por otro lado, los costos de combustible en las plantas de combustible fósil, en particular las de gas, representan una gran proporción de los costos de generación (ver la figura 3.1).

En pocos países el uso de carbón para la generación de electricidad es favorecida sobre la energía nuclear y como una regla general los países sin carbón barato o abundante gas se tiende a favorecer a la nucleo-electricidad como la de menor costo [Hore-Lacy, 2006].

La “World Nuclear Asociation (WNA)” en su texto *The New Economics Of Nuclear Power* concluye que en la mayoría de los países industrializados las nuevas plantas de energía nuclear ofrecen el camino más económico para generar electricidad de carga base aun sin

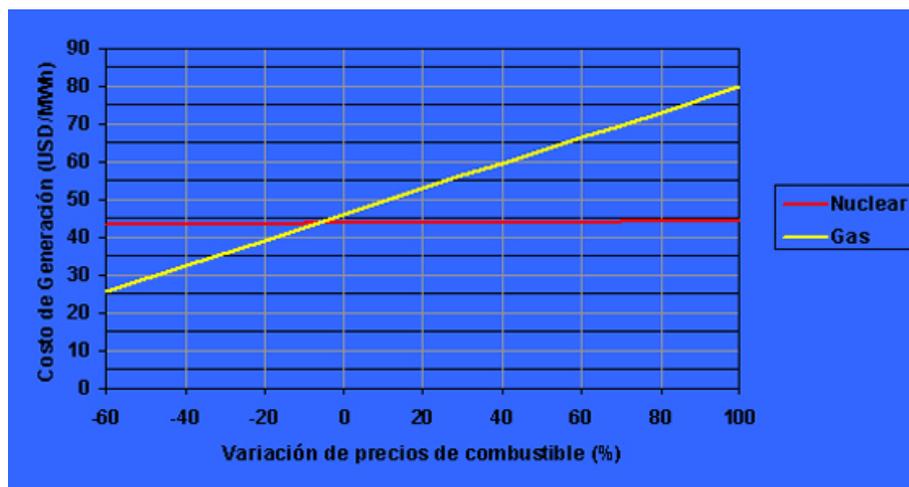


Figura 3.1: Impacto de la Variación de los precios de combustible en el costo de generación [Palacios et al., 2004].

considerar las ventajas geopolíticas y ambientales que la energía nuclear confiere.

Por su parte, los sistemas de energía nuclear de generación IV tendrán una ventaja en el costo del ciclo de vida sobre otras fuentes de energía. También tendrá niveles de riesgo financieros comparables con otros proyectos energéticos [NERAC & GIF, 2003]. Economías modernas dependen de la confianza y el adecuado suministro de energía, y países desarrollados necesitan la seguridad como un prerrequisito para la industrialización. Todos los sectores de la economía -residencial, comercial, transporte, servicio y agricultura- demandan modernos servicios de energía.

Hasta este momento sólo hemos hablado de los costos internos. Existen otros costos que no están reflejados en los precios de mercado [NEA, 2000], ya que su impacto es hacia la salud y el ambiente y por los tanto se consideran costos externos.

Costos externos

Varios estudios han examinado el impacto de diferentes ciclos de combustibles en la salud humana y el ambiente, y proveen información sobre el progreso hacia el reconocimiento, evaluación e incorporación de los costos externos [NEA, 2000]. Los estudios más ambiciosos son aquellos que han intentado los indicadores para distintos tipos de impacto en una unidad simple, usualmente monetaria.

Los costos externos son las consecuencias en la salud y el ambiente debido a la

Tabla 3.2: Costos de generación de electricidad por medios nucleares, por país.

País	Tasa de descuento	Inversión (%)	O&M (%)	Combustible (%)	Costos totales (USA cent/kWh)
Canada	5 %	67	24	9	2.5
	10 %	79	15	6	4.0
Finlandia	5 %	59	21	20	3.7
	10 %	73	14	13	5.6
Francia	5 %	54	21	25	3.2
	10 %	70	14	16	4.9
Japón	5 %	43	29	27	5.7
	10 %	60	21	19	8.0
Korea (Republica de)	5 %	55	31	14	3.1
	10 %	71	20	9	4.8
España	5 %	54	20	26	4.1
	10 %	70	13	17	6.4
Turquía	5 %	61	26	14	3.3
	10 %	75	17	9	5.2
Estados Unidos	5 %	55	27	19	3.3
	10 %	68	19	13	4.6

generación de electricidad, los cuales son cuantificables pero no aparecen en las cuentas de utilidades. No pasan por el consumidor, pero sus efectos sobre la sociedad son grandes. Estos son más difíciles de evaluar y cuantificar. Incluyen particularmente los efectos del aire contaminado en la salud humana así como también los efectos al ecosistema y el impacto al calentamiento global [Hore-Lacy, 2006].

El reporte ExternE es un estudio europeo para la mayoría de los costos externos de varios ciclos de combustibles, enfocándose al carbón y al nuclear [WNA, 2007a]. El reporte muestra que en términos monetarios la energía nuclear incurre en alrededor de un décimo de los costos de carbón. El promedio de la energía nuclear esta abajo de los 0.4 euro-centavos por kWh, menor que las hidroeléctricas, el carbón esta por encima de los 4.0 euro-centavos por kWh, el rango del gas es de 1-4 euro centavos por kWh y sólo las eolo-eléctricas se muestran un mejor promedio que la nuclear, estando su rango entre 0.05 y 0.25 euro centavos por kWh.

Para darnos una idea de lo que esto implica, sí en la Unión Europea, UE, los costos externos fueran incluidos el precio de la electricidad producida por carbón se duplicaría, mientras que para el caso del gas incrementaría alrededor del 30 % [WNA, 2007a].

Además en la operación de las nuevas plantas de energía nuclear se incorporan la

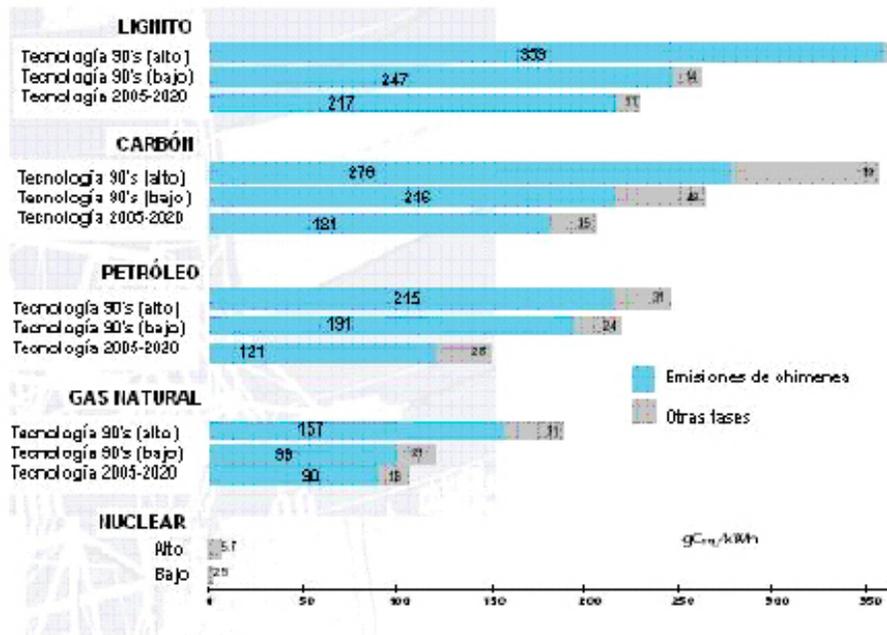


Figura 3.2: Total de Emisiones por tipo de Fuente [IAEA, 2000].

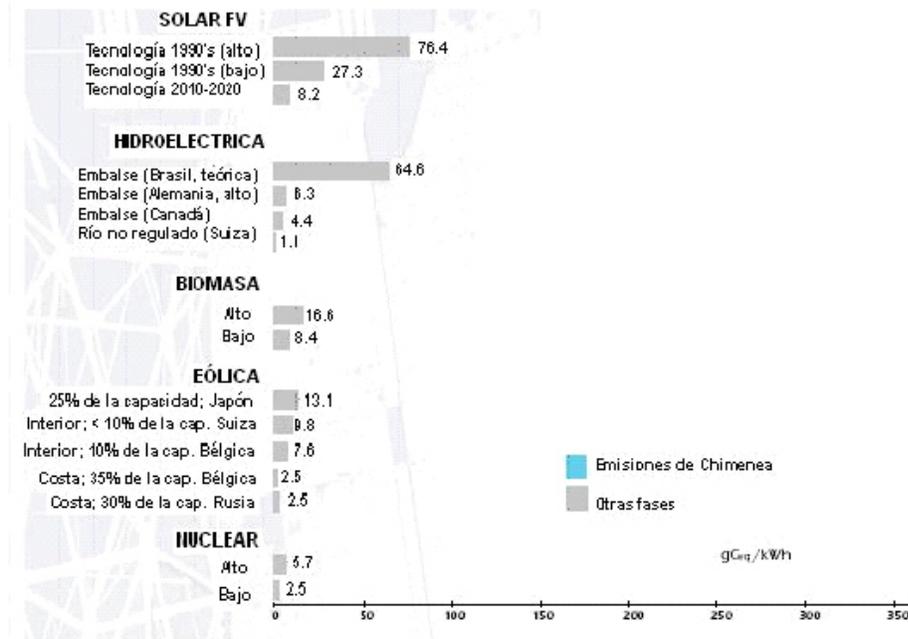


Figura 3.3: Total de Emisiones por tipo de Fuente (2) [IAEA, 2000].

mayor parte de los costos externos, mientras que en las plantas de energía fósil no incorporan sus efectos ambientales, como se muestra en el reporte ExternE.

3.1.2. Indicadores Ambientales

Es importante saber que producir electricidad a partir de cualquier forma primaria de energía tiene efectos ambientales, sin embargo, una valoración balanceada de la energía nuclear requiere una comparación de sus efectos ambientales con otras tecnologías de generación [Hore-Lacy, 2006].

El primer problema ambiental que se nos viene al pensamiento cuando escuchamos “generación de energía eléctrica por medios nucleares”, es la radiación. Lo cierto es que diariamente estamos expuestos a ciertas dosis de radiación (ver tabla 3.3). Humanos, animales y plantas están envueltos en un entorno de radiación natural y de forma general esto no representa un riesgo significativo para la salud [IAEA, 2004].

Tabla 3.3: Promedio de dosis anuales a la población mundial de todas las fuentes de radiación [IAEA, 2004].

Fuente	Dosis (mSv)
Natural	
Cosmica	0.4
Rayos Gama	0.5
Interna	0.3
Radon	1.2
Artificial	
Medica	0.4
Pruebas nucleares atmosféricas	0.005
Chernobyl	0.002
Energía nuclear	0.0002
Total (redondeado) mSv	2.8

En la tabla 3.3, se puede observar que las dosis debido a la energía nuclear son 10,000 veces menores al promedio y que la radiación debido al radon es el más importante ya que cantidades significativas de este elemento se puede encontrar en hogares con poca ventilación [IAEA, 2004]. Otra cosa interesante de esta tabla es que nos muestra que también estamos expuestos a la radiación de nuestro cuerpo y que esta es mil veces mayor que el de la energía nuclear.

Por otro lado, los inexorables incrementos de CO₂ en la atmósfera junto con la

preocupación acerca de sus posibles efectos al cambio climático, son ahora un factor importante en la comparación del carbón y la energía nuclear para la producción de electricidad [Hore-Lacy, 2006].

Pequeñas cantidades de radioactividad son liberadas a la atmósfera tanto en las estaciones nucleares como las de ciclo de carbón. Aunque, es menos conocida la liberación de radioactividad en plantas carbo-eléctricas, las cuales se dan en cantidades más grandes que las liberadas en plantas nucleares en operación normal [Murray, 2001]. En la combustión de carbón pequeñas cantidades de uranio, radio y torio, causan el “fly ash” radioactivo (cenizas volantes radioactivas). En las estaciones de energía nuclear y en las plantas de reprocesamiento se liberan pequeñas cantidades de gases radioactivos (ejemplos: ^{85}Kr y ^{133}Xe) y ^{131}I . Aunque, en el presente ni una de estas emisiones constituye un problema ambiental significativo, se han tomado medidas para evitar estas emisiones en cada sistema [Hore-Lacy, 2006].

La generación de electricidad por medios nucleares no libera gases o partículas que provoquen lluvia ácida, contribuyan al “smog” urbano o desgaste la capa de ozono [NEA, 2000]. Las emisiones de dióxido de carbono del ciclo nuclear son despreciables. Por ello, sí se sustituyera una planta de combustible fósil con una nuclear se contribuiría a mejorar la calidad del aire local.

La generación eléctrica por medios nucleares no libera GEI's y los desechos de esta fuente energética son los más manejables de todos los generados en la producción de energía, pueden ser totalmente confinados [Palacios & Alonso, 1996]. Es importante señalar que, gracias a las plantas nucleares generadoras de electricidad en operación en el mundo, se evita la emisión de 1,800 millones de toneladas de CO_2 , 15 millones de toneladas de SO_2 y 7 millones de toneladas de NO anualmente, que se generarían si en su lugar se utilizaran plantas que operaran con combustible fósiles [NERAC & GIF, 2003].

Por otro lado, el consumo de energía se incrementara, aproximadamente, un 60 % en el periodo de 1999 al 2020 y si esta energía se produjera en plantas que usen como combustible carbón y gas natural, se incrementarían la emisiones de carbono lo cual afectaría a largo plazo el cambio climático global. Esto crea una fuerte motivación para tratar de incrementar la parte de generación eléctrica por medios nucleares [NERAC & GIF, 2003].

En la figura 3.4 se muestran los impactos a la contaminación del aire y otros efectos versus los impactos de gases de efecto invernadero por cada fuente de energía.

Los desperdicios nucleares son confinados, esto es fácil debido a que son sólidos y

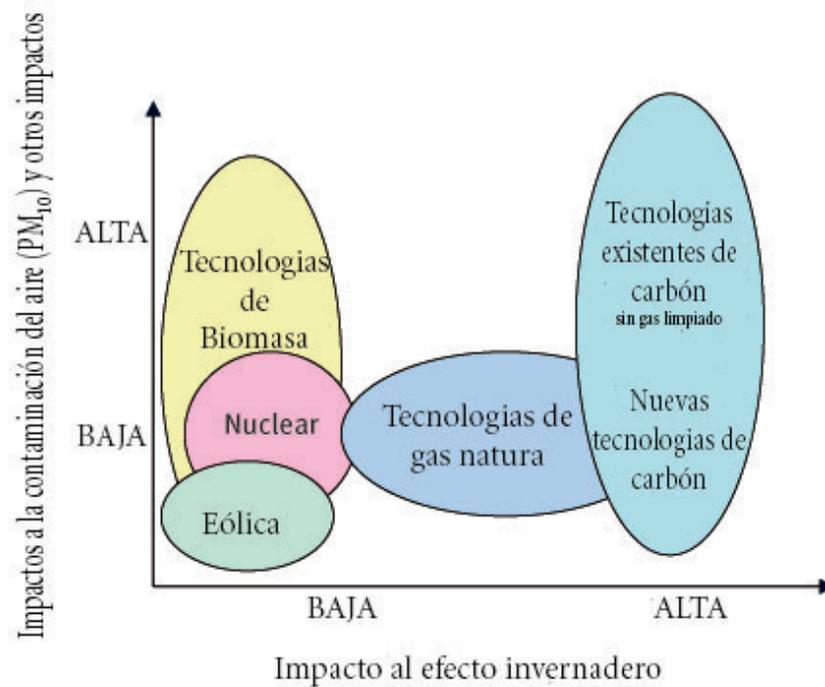


Figura 3.4: Impacto al aire por fuente de energía [ExternE, 2003]

no son expulsados a la biosfera, por lo que su impacto al ecosistema es nulo. Otra importante característica de los desechos nucleares, es que decaen espontáneamente hasta estabilizarse en desperdicios químicos como arsénico o mercurio [Comby, 2006]. Un importante ejemplo en repositorios de desechos nucleares es el “Yucca Mountain Waste Repository” en Nevada, USA, el cual puede acomodar más de las necesidades de la industria nuclear de ese país. Este sitio fue escogido después de 20 años de estudios científicos y esta en espera de recibir la licencia aprobatoria de la “Nuclear Regulatory Commission” y empezar a recibir combustible nuclear gastado en el 2012 [Frost, 2005].

En este año 2007, la energía nuclear es usada casi exclusivamente para generar electricidad. Casi todos los reactores son termales, es decir, usan neutrones de baja velocidad por lo que extraen menos del 1% de la energía del uranio [INSC, 2006]. Del combustible gastado, 5% son productos radioactivos de la fisión, 1% es plutonio y 94% es uranio. El combustible gastado es reprocesado para separar los productos de la fisión, los cuales son vitrificados para seguridad y almacenamiento permanente. Por último, la mezcla con cerca

de 30 % del uranio, es reciclado para producir más energía. El resto del uranio es almacenado para su futuro uso en reactores avanzados [Comby, 2006].

Para asegurar la sustentabilidad y confiabilidad de la generación de energía a largo plazo en el mundo, la INSC prevé una necesidad urgente de aplicar el uso de seguros y probados reactores termales y comisionar un programa internacional para desarrollar reactores de neutrones rápidos y avanzar en la resistencia a la proliferación en el ciclo de combustible de tal forma que a largo plazo la contribución de la energía nuclear limpia pueda ser asegurada [INSC, 2006].

Con reactores de neutrones rápidos, el uranio gastado puede ser utilizado de tal modo que se extendería cientos de veces la extracción de energía de la misma cantidad de uranio. En este tipo de reactores también se puede usar el uranio agotado del proceso de enriquecimiento; la energía extraída sería suficiente por varios cientos de años sin un minado adicional [INSC, 2006]. Los reactores de neutrones rápidos también pueden reciclar elementos transuránicos, esto reduciría significativamente la vida media de los elementos radioactivos y por lo tanto facilitar la aceptación de los depósitos de desechos radioactivos.

Muchos de los reactores rápidos han sido operados con éxito alrededor del mundo. Estos están refrigerados principalmente por sodio líquido. Por su parte, el “Argonne National Laboratory”, USA, ha desarrollado el Reactor Integral Rápido (IFR, por sus siglas en inglés), el cual puede consumir la mayor parte del desperdicio de actínidos del combustible gastado de los reactores termales y rápidos. Esto podría reducir el tiempo de decaimiento del combustible gastado de 250,000 años a 500 años así se podrían utilizar las reservas mundiales de uranio más efectivamente [Frost, 2005].

Un foco común de preocupación de los reactores rápidos, es la facilidad de convertir uranio a plutonio, esto provee una fuente potencial de material para armas nucleares. Pero, esta preocupación está mal planteada: todos los reactores convierten uranio a plutonio. Es verdad que estos pueden ser configurados para producir plutonio aun más rápidamente, pero también pueden ser configurados para consumir plutonio más rápido de lo que lo generan -lo cual no puede ser dicho para los actuales reactores- y esto puede eventualmente eliminar el exceso de plutonio [Frost, 2005].

Convirtiendo una gran cantidad de las reservas de uranio a material fisible en reactores de neutrones rápidos u otro tipo de reactores avanzados es posible multiplicar la producción de energía de una cantidad dada de uranio hasta 60 veces o más comparado con los reactores presentes [NEA, 2000].

Por otro lado el Departamento de Energía de USA está buscando estudios en laboratorios nacionales y Universidades para nuevos tipos de plantas, incluyendo reactores termales refrigerados por gases o por líquidos no acuosos [Frost, 2005]. Estos reactores avanzados pueden ser usados para generar hidrógeno así como energía eléctrica y puede ser usado para desalinización de agua para proveer las crecientes necesidades de agua potable en el mundo.

Así mismo, se han producido diseños más seguros y más eficientes de reactores de agua presurizada y agua hirviente y han sido estandarizadas de modo que la Comisión Regulatoria Nuclear (NRC, por sus siglas en ingles) pueda dar la aprobación de licencias a las plantas estándares [Frost, 2005].

Los sistemas de energía nuclear de generación IV proveerán energía sustentable teniendo como objetivo aire limpio y promocionara a largo plazo la disposición de sistemas y utilización efectiva del combustible para su utilización en la producción de energía alrededor del mundo. Minimizaran y administraran su desperdicio nuclear y reducirán notablemente a largo plazo el manejo de la carga [NERAC & GIF, 2003].

Un indicador clave del desarrollo sustentable en el sector energético es la eficiencia del recurso. Las plantas nucleares de la presente generación, una vez operando extraen 10,000 veces más energía por unidad de masa de uranio que otras tecnologías de combustibles fósiles o renovables. Esta alta densidad de energía es una medida de eficiencia del recurso [NEA, 2000]. Lo que significa que una cantidad más pequeña de material es extraída, procesada, almacenada, y transportada por cada kilowatt-hora de electricidad producida que para otras fuentes [NEA, 2000]. Un gramo de uranio tiene tanta energía como una tonelada de carbón o de petróleo, por lo tanto el desperdicio nuclear es un millón de veces menor que los desperdicios de combustibles fósiles [Comby, 2006].

Las plantas nucleares del mundo consumen el equivalente de alrededor de 60,000 toneladas de uranio natural por año. Los recursos de uranio conocidos representan más de 70 años al consumo presente. Las reservas de uranio, probadas y económicamente explotables, representan 40 años del consumo actual. Estas ultimas están distribuidas por muchos países en diferentes regiones del mundo, proporcionando diversidad y seguridad en el suministro del combustible [NEA, 2000].

Además, el suministro de combustible nuclear puede continuar siendo buscado en varias fuentes diferentes a las nuevas minas de uranio, incluyendo materiales reciclados y torio. La capacidad para reciclar el combustible nuclear es una característica única que lo dis-

tingue de los combustibles fósiles los cuales, una vez quemados, son largamente dispersados en el ambiente en formas de partículas o gases [NEA, 2000].

La industria nuclear en los países miembros de la OECD han emprendido grandes esfuerzos para asegurar que los riesgos ambientales de la energía nuclear estén dentro de niveles socialmente aceptables establecidos por agencias regulatorias independientes [NEA, 2000].

3.1.3. Indicadores Sociales

Las dimensiones humanas y sociales de un desarrollo sustentable comprende el capital humano en la forma de conocimiento, educación y oportunidades de empleo, protección humana, equidad y participación, y capital social en forma de instituciones efectivas, asociaciones voluntarias y la cohesión social. Desde estos puntos de vista, la energía nuclear, como un número de tecnologías avanzadas, es caracterizada por una contribución neta al capital humano y social y un reto en términos de aceptación pública y percepciones variadas en términos de riesgos y beneficios [NEA, 2000]

La energía nuclear es uno de los grandes descubrimientos del siglo XX y representa un componente valuable de capital intelectual que se transmitirá a futuras generaciones. Tiene un fuerte fundamento en ciencia y tecnología. Es una fuente de energía basada más en conocimiento y menos en materiales (como la mayoría de las otras fuentes). Provee trabajos de alta tecnología. La ciencia y tecnología nuclear interactúan productivamente con otros campos como medicina, robótica, sistemas de sensor y control, ciencia de materiales y tecnología de la información.

El capital humano para la energía nuclear incluye mano de obra altamente calificada que es esencial para el diseño, construcción y operación de las instalaciones del complejo dentro de la cadena del ciclo de combustible, para actividades regulatorias de investigación y desarrollo (R&D, por sus siglas en ingles).

La mayoría de los países con actividades de energía nuclear tienen requerimientos legislativos estrictos para asegurar la salud y seguridad de los trabajadores y el público y la protección del ambiente. Sin embargo, no todos los países tienen una legislación local comprensiva y aún donde los requerimientos legislativos se extienden a las metas de un desarrollo sustentable, pueden existir brechas en la forma de administración de estos requerimientos.

La participación pública en el diseño de políticas y la aceptación pública en los

procesos y decisiones son centrales para conocer las metas sociales del desarrollo sustentable en términos de equidad y transparencia. Esta participación puede limitar momentáneamente el uso de la energía nuclear, pero a su vez es clave para su aceptación social.

La diseminación de información correcta es esencial, pero no es suficiente. La comunicación es un camino de dos vías, y la verdad en esta, generalmente parece ser más importante que la información en materia técnica. La información autoritativa puede ser ofensiva si la implicación es que la audiencia deba tomar la información con fe, y que su miedo era debido a su propia ignorancia. La comparación de riesgos en un contexto controversial puede ser percibida como una forma de trivializar preocupaciones y ocultar problemas. El contexto y criterio para comparar deben ser aceptados antes de que los resultados estén dando credibilidad.

Un factor que afecta en la percepción de los riesgos, es si estos son voluntarios o impuestos. Los primeros, como manejar un carro, son mejor aceptados que los segundos.

Otro factor es la percepción de la balanza de los beneficios con los riesgos. Los riesgos nucleares son vistos como más agudos que los riesgos relacionados con otras formas de producción energética (como cambio climático o contaminación del aire local).

La educación del público es una buena forma de cambiar el panorama social de la energía nuclear. Aunque, es importante que la información sea proporcionada en una base sólida y que los procesos de toma de decisiones permitan tiempo y oportunidad para que se realice una discusión minuciosa, ya que de lo contrario el público ve a la energía nuclear como un riesgo impuesto.

Si se quiere contribuir a las metas sociales del desarrollo sustentable la energía nuclear no debe contribuir a la proliferación de armas nucleares. Por lo tanto un factor que ayudaría a la aceptación pública de esta fuente energética, es el reciclado de uranio y plutonio militar para producir electricidad. El desmantelamiento de ojivas nucleares bajo los acuerdos desarmamentistas de USA y Rusia ha resultado en una acumulación de uranio y plutonio altamente enriquecido. Usando este tipo de plutonio en el combustible de óxido mezclado (MOX, por sus siglas en inglés) en reactores civiles, el cual podría ser el único medio disponible, el cual dejara fuera de circulación permanentemente el plutonio militar y lo destruirá efectivamente. Por su parte el uranio militar es diluido en un factor de 25:1 con uranio gastado [Hore-Lacy, 2006].

Miedo a la proliferación de armas nucleares por naciones rebeldes es un punto que se utiliza como oposición para la construcción de nuevas plantas nucleares [Frost, 2005].

Quemar combustible nuclear en un reactor inevitablemente produce plutonio el cual, en teoría, puede ser usado como material fisible en una bomba nuclear. En operación normal, el plutonio producido en una planta nuclear no cumple con los requerimientos para su uso en armas. Sin embargo, cualquier reactor puede ser operado en “modo de producción” para hacer plutonio con el grado necesario para ser usado en armas. Aun así, extraer ese plutonio requiere de sofisticados procesos de separación química que serían difíciles de construir sin ser detectados [Frost, 2005].

Por otra parte, el modo de producción no es económico y es fácilmente detectado por inspectores. La Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés) ha instituido un riguroso sistema de inspección para monitorear procesos de separación. Además, bases de armas de plutonio son muy difíciles de construir, requieren de una infraestructura tecnológica sofisticada. El riguroso sistema de inspección del IAEA asegura que el enriquecimiento de las plantas son limitadas a niveles que los imposibilita usarlo para armas [Frost, 2005].

Sin embargo, la potencial proliferación de armas nucleares no es un peligro que proviene sólo de los usos pacíficos de las armas nucleares: renunciar a la energía nuclear no eliminara los riesgos de la proliferación de armas [NEA, 2000].

3.1.4. ¿Están dadas las condiciones para un resurgimiento nuclear?

En esta subsección corresponde al documento “WORLD ENERGY OUTLOOK 2006: FACT SHEET- NUCLEAR” [IEA, 2006]. Los precios estan en dólares.

En una acción sin precedentes el WEO-2006 toma en cuenta el rol de la energía nuclear en mundo. La Energía nuclear -una tecnología probada para la generación de electricidad de carga base- puede hacer una gran contribución para reducir las importaciones de gas y disminuir las emisiones de CO₂.

- La preocupación por la seguridad de suministro energético, derivado de los precios de combustibles fósiles, y del incremento en las emisiones de CO₂ han revivido las discusiones acerca del papel de la energía nuclear. La Energía Nuclear es una tecnología probada para la generación de electricidad de carga base a gran escala que puede reducir la dependencia de las importaciones de gas y las emisiones de CO₂.
- En el Escenario de Referencia, la capacidad de generación por medios nucleares se incrementa de 368 GW en 2005 a 416 GW en 2030. En el Escenario Alternativo, el mayor

uso de la energía nuclear contribuye con alrededor del 10% de las emisiones evitadas en 2030. En este escenario, una inversión adicional en energía nuclear incrementa la capacidad de generación por medios nucleares a 519 GW en 2030.

- Las nuevas plantas nucleares pueden producir electricidad a un costo de entre 4.9 y 5.7 centavos por kWh, si los riesgos de construcción y operación son reducidos. La energía nuclear es mas barata que la electricidad basada en gas, si los precios del gas son mayores a \$4.70 - \$5.70 por MBtu. Es ligeramente mas cara que el carbón convencional, a menos que los precios del carbón estén por arriba de \$70 por tonelada o que los costos de inversión nuclear sean menores a \$2 000 per kW. La energía nuclear sería mas competitiva si fueran introducidas penalizaciones financieras por emisiones de CO₂.
- Los costos de generación por medios nucleares son menos vulnerables a los cambios en el precio del combustible que la generación basada en gas ó carbón. Más aún, los recursos de uranio son abundantes y distribuídos alrededor del mundo. Estas dos ventajas hacen la generación nuclear una opción valiosa para aumentar la seguridad del suministro de electricidad.
- Las plantas nucleares de potencia son intensivas en capital, requieren una inversión inicial de entre \$2 y \$3.5 mil millones de dólares por reactor. Para que el sector privado invierta en este tipo de proyectos, los gobiernos necesitan reducir el riesgo de inversión.
- No se se espera que los recurso de Uranio detengan el desarrollo de nueva capacidad nuclear. Los recursos prrobados son suficientes para cubrir los requerimientos mundiales más allá de 2030, incluso en el Escenario alto de demanda.Sin embargo se deben incrementar las inversiones en minería y capacidad de fabricación de combustible nuclear.
- La Economía no es el único factor determinante en la construcción de nuevas plantas nucleares. La seguridad, la disposición de los desechos nucleares y el riesgo de proliferación son retos que deberán ser resueltos a satisfacción del público, o podrían obstaculizar el desarrollo de nuevas palntas nucleares.
- La opinión Pública debe ser considerada, pero la energía nuclear solo se volvera importante si se facilita la inversión privada por los gobiernos.

3.2. SEGURIDAD

No existe una tecnología para la generación de electricidad libre de riesgos [Murray, 2001]. En el caso de los combustibles fósiles, los riesgos para la salud pública están relacionados principalmente con la contaminación atmosférica, mientras que en el caso del ciclo del carbón, el riesgo profesional procede principalmente de las actividades de minería. El riesgo profesional asociado al petróleo se debe en su mayor parte a los procesos de extracción y transporte por carretera. La generación hidroeléctrica presenta su mayor riesgo profesional durante la construcción y fallas en las presas terminadas. En el caso de la energía fotovoltaica, la liberación accidental de contaminantes tóxicos utilizados en la producción de las fotoceldas constituye la fuente más importante de riesgo. Los riesgos ocupacionales de la energía eólica surgen de los accidentes que se producen durante los trabajos de mantenimiento y de la desintegración de los sistemas en condiciones de vientos extremos. Para el público, la contaminación acústica asociada podría ser un tema de preocupación. En el caso de la energía nuclear, el riesgo más alto, tanto para el público, como para el personal profesional, corresponde a las actividades de extracción del mineral uranio [Palacios & Alonso, 1996]

Miedo a lo desconocido es la mercancía de las anti-nucleares. En general predicen miedo a la radiación, a los desechos nucleares, a la proliferación de armas nucleares y a otro accidente como TMI o Chernobyl. Sus campañas se han sostenido sólo porque la radiación es un misterio para la mayoría de la gente y muy pocos están enterados que la radiación está en cualquier parte del ambiente. El hecho es que moderadas cantidades de radiación son naturales, benéficas y esenciales para la vida [Comby, 2006].

Bien diseñada, construida, operada y mantenida la energía nuclear no sólo es limpia sino también segura, confiable y competitiva [Comby, 2006].

En esta sección se abordarán tres indicadores de seguridad importantes en el uso de la energía nuclear para la generación de electricidad, claves para estimar posibles daños ambientales y ayudar a la aceptación social de esta fuente energética.

3.2.1. Explosiones Nucleares

En la mente de muchas personas no hay una clara distinción entre reactores y bombas nucleares, lo que resulta en un excesivo miedo a la energía nuclear [Murray, 2001]. También creen que el desarrollo de plantas nucleares comerciales en países extranjeros conducirá a que tengan la capacidad de fabricar armamento nuclear. Parte de este temor se

debe a que los primeros usos de la energía nuclear fueron con fines bélicos.

El combustible gastado contiene una gran parte de ^{238}U , algo de ^{235}U , ^{239}Pu y ^{241}Pu junto con los productos de fisión. Si este plutonio con “grado de reactor” es separado químicamente y utilizado en un explosivo, la presencia de neutrones de la fisión espontánea del ^{240}Pu causaran una detonación prematura y una explosión ineficiente [Murray, 2001]. Por esta razón el combustible gastado es una fuente muy pobre de bombas.

Por su parte en los reactores nucleares de potencia no se puede hablar de una explosión como tal, en el caso de Chernobyl no explotó la parte nuclear del reactor, sino fue una acumulación de gases sobrecalentados que liberaron radio-nuclidos al ambiente. En el caso de los reactores lo que se mide es la probabilidad de daño al núcleo, es decir la probabilidad de que la primer barrera de contención de los radio-núclidos que es el encamisado del combustible se dañe o se funda liberando al interior de la vasija radio-núclidos los cuales son contenidos por la misma vasija (como el caso de Three Mile Island).

3.2.2. Probabilidad de Daño al Núcleo

El análisis de probabilidad de riesgos (PRA, por sus siglas en ingles), es un método formal para analizar el sistema del reactor [Murray, 2001]. El objetivo es encontrar la oportunidad de existencia de un evento no deseado, como por ejemplo un daño al núcleo, fractura del contenedor o liberación de radioactividad, y determinar las potenciales causas.

En el reporte NUREG/CR-6936, se muestra un estudio hecho por “Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)” quienes usan el método PRA para determinar la frecuencia de los accidentes por perdida de refrigerante (LOCA, por sus siglas en ingles) en reactores de agua ligera, en este estudio se consideran fracturas de pipa [NRC, 2007]. Además, sólo los modos más significantes de fallas estructurales fueron considerados y el análisis se hizo para reactores PWR y BWR, los cuales son los más comunes, ver tabla 2.1. Los resultados de este estudio se muestran en la tabla 3.4.

Tabla 3.4: Estimación de frecuencias de LOCA’s (por planta por año) para plantas BWR y PWR

Tipo de planta	LOCA pequeño	LOCA mediano	LOCA grande
PWR	$5 \times 10^{-4} \text{yr}^{-1}$	$4 \times 10^{-5} \text{yr}^{-1}$	$5 \times 10^{-6} \text{yr}^{-1}$
BWR	$5 \times 10^{-4} \text{yr}^{-1}$	$4 \times 10^{-5} \text{yr}^{-1}$	$5 \times 10^{-6} \text{yr}^{-1}$

Un estudio más actual y más completo, para estos mismos tipos de reactores, es mostrado en este mismo reporte, el cual muestra la línea base de frecuencia de LOCA

estimado para el día corriente y para el final del periodo de extensión de licencia, y sus resultados se pueden apreciar en las tablas 3.5 y 3.6. La respuesta cuantitativa fue analizada para cada panel miembro para desarrollar estimaciones de frecuencia individuales de LOCA's totales en PWR y BWR para los percentiles principal, mediano, 5° y 95°.

Tabla 3.5: Línea base de frecuencia de LOCA's de una deducción experta. Estimación a los 25 años de operación

Tipo de planta	Tamaño de LOCA (gpm)	Tamaño de rotura (in.)	Estimación al día corriente [yr^{-1}] (Operación promedio de 25 años)			
			5°	Mediana	Principal	95°
BWR	>100	1/2	3.1×10^{-5}	2.3×10^{-4}	5×10^{-4}	1.6×10^{-3}
	>1500	1-7/8	3.1×10^{-6}	4.1×10^{-5}	9.9×10^{-5}	3.3×10^{-4}
	>5000	3-1/4	4.7×10^{-7}	6.8×10^{-6}	1.9×10^{-5}	6.7×10^{-5}
	>25 k	7	7.3×10^{-8}	1.5×10^{-6}	4.9×10^{-6}	1.7×10^{-5}
	>100 k	18	7.4×10^{-9}	1.3×10^{-7}	9.8×10^{-7}	2.6×10^{-5}
	>500 k	41	1.1×10^{-11}	3.2×10^{-10}	4.9×10^{-9}	9.7×10^{-9}
PWR	>100	1/2	5.6×10^{-4}	3.1×10^{-3}	6×10^{-3}	1.8×10^{-2}
	>1500	1-5/8	9.2×10^{-6}	1.3×10^{-4}	4.9×10^{-4}	3.3×10^{-3}
	>5000	3	1.8×10^{-7}	3.6×10^{-6}	1.5×10^{-5}	6.7×10^{-5}
	>25 k	7	1.1×10^{-8}	2.6×10^{-7}	1.5×10^{-6}	1.7×10^{-6}
	>100 k	14	3.0×10^{-10}	1.2×10^{-8}	1.5×10^{-7}	2.6×10^{-7}
	>500 k	31	1.4×10^{-11}	9.9×10^{-10}	2.5×10^{-8}	9.7×10^{-8}

1 gpm [galones por minuto] = $1 \times 10^{-3} m^3 s^{-1}$

1 in. = $25.4 \times 10^{-3} m$

Por lo que notamos que la probabilidad del daño al núcleo varía de reactor a reactor y de la cantidad de pérdida de refrigerante que se tiene. Pero, en general, va de 1×10^{-4} por año, para el caso de los reactores más antiguos hasta 1×10^{-7} por año, en los reactores recientes [NRC, 2004]. Esto no significa que necesariamente exista una liberación de efluentes radioactivos, para ello se necesita saber la probabilidad de falla de las contenciones primarias y secundarias, que se vera más adelante.

Por su parte, la operación de los sistemas de energía nuclear de generación IV sobresaldrán en seguridad y confiabilidad, tendrán bajas probabilidades y grados de sufrir daños en el núcleo del reactor [NERAC & GIF, 2003].

3.2.3. Escape de Radiación en Accidentes de Reactores Nucleares

La evaluación comparativa del riesgo de los distintos sistemas de generación eléctrica indican que la energía nuclear y los sistemas basados en fuentes renovables se sitúan en

Tabla 3.6: Línea base de frecuencia de LOCA's de una deducción experta. Estimación al final de la licencia original

Tipo de planta	Tamaño de LOCA (gpm)	Tamaño de rotura (in.)	Estimación de los siguientes 15 años [yr^{-1}] (final de la licencia original)			
			5°	Mediana	Principal	95°
BWR	>100	1/2	2.5×10^{-5}	2.0×10^{-4}	4.5×10^{-4}	1.4×10^{-3}
	>1500	1-7/8	2.5×10^{-6}	3.5×10^{-5}	9×10^{-5}	3×10^{-4}
	>5000	3-1/4	4.1×10^{-7}	6.8×10^{-6}	2.1×10^{-5}	7.3×10^{-5}
	>25 k	7	6.4×10^{-8}	1.6×10^{-6}	6.1×10^{-6}	2.1×10^{-5}
	>100 k	18	7.7×10^{-9}	1.4×10^{-7}	1.3×10^{-6}	3.1×10^{-6}
	>500 k	41	1.3×10^{-11}	4.3×10^{-10}	7.2×10^{-9}	1.4×10^{-8}
PWR	>100	1/2	2.7×10^{-4}	1.9×10^{-3}	4.4×10^{-3}	1.3×10^{-2}
	>1500	1-5/8	9.4×10^{-6}	1.5×10^{-4}	6.1×10^{-4}	1.9×10^{-3}
	>5000	3	3.5×10^{-7}	8.0×10^{-6}	3.4×10^{-5}	1.1×10^{-4}
	>25 k	7	2.6×10^{-8}	5.4×10^{-7}	3.4×10^{-6}	1×10^{-5}
	>100 k	14	1.0×10^{-9}	2.9×10^{-8}	3.8×10^{-7}	7.9×10^{-7}
	>500 k	31	5.0×10^{-11}	2.5×10^{-9}	6.5×10^{-8}	1.1×10^{-7}

1 gpm = $1 \times 10^{-3} m^3 s^{-1}$

1 in. = $25.4 \times 10^{-3} m$

la parte más baja del espectro del riesgo para la salud. Las estimaciones del riesgo para la salud, incluidos accidentes graves, indican que las centrales nucleares se construyen y operan de acuerdo con la normatividad actual en materia de seguridad, su impacto en la salud se sitúa entre los menores de todos los sistemas energéticos [Palacios & Alonso, 1996].

Sólo el desastre de Chernobyl ha resultado en dosis de radiación al público más grandes que las resultantes de fuentes naturales. Otros incidentes (y un accidente) han sido completamente confinados a la planta. La tragedia hizo claro el porque este tipo de reactores jamás debían ser licenciados en otras partes del mundo. Aparte de Chernobyl ningún trabajador nuclear o miembro del público han sido muertos como resultado de exposición a la radiación debido a algún incidente de un reactor nuclear comercial. Esto es notable para las primeras 5 décadas de una compleja nueva tecnología que esta siendo usada en 30 países, algunos reactores en operación actual fueron construidos hace cuarenta años.

La mayoría de los más serios daños radiológicos y muertes que ocurrieron cada año (2-4 muertes y muchas exposiciones por arriba de los límites) son el resultado de grandes fuentes de radiación sin control, como equipos médicos e industriales abandonados. Esto no tiene nada que ver con la generación de potencia nuclear.

La mayoría de los escenarios de accidentes envuelven primeramente una pérdida de refrigeración. Esto puede conducir a un sobrecalentamiento en el combustible del núcleo

del reactor, derritiéndolo y liberando los productos de la fisión. Por lo tanto la provisión de sistema de refrigeración de emergencia del núcleo entra en estado de espera. En caso de que esto falle, las barreras de protección entran en juego: el núcleo del reactor normalmente es encerrado en estructuras diseñadas para prevenir liberaciones radioactivas al ambiente. Los requerimientos regulatorios requieren que cualquier accidente de derretimiento del núcleo pueda ser confinado dentro de la planta, sin la necesidad de evacuar a los residentes cercanos. Alrededor de una tercera parte de los costos de capital del reactor es debido a la ingeniería del diseño para aumentar la seguridad de la gente (tanto trabajadores como los vecinos) siempre y cuando las cosas estén mal.

La principal preocupación de seguridad ha sido siempre la posibilidad de una liberación sin control de material radioactivo, conduciendo a contaminación y una subsiguiente exposición de la gente de los alrededores. El accidente de Three Mile Island puso a prueba los sistemas de seguridad occidentales y como resultado se libero una mínima dosis de radiación para el público, la cual estaba dentro de los límites de la ICRP.

En la tabla 3.7 se muestran los accidentes serios de reactores, muestra también los efectos ambientales en términos de liberación de radioactividad.

Tabla 3.7: Accidentes serios de reactores [Hore-Lacy, 2006].

Reactor	Fecha	Muertes inmediatas	Efectos ambientales	Acciones tomadas
NRX, Canadá (experimental, 40 MWt)	1952	Nulo	Nulo	Reparado (núcleo nuevo). Cerrado en 1992.
Windscale-1, RU (Pila de producción de plutonio militar)	1957	Nulo	Contaminación extendida $1.5 \times 10^{15} \text{Bq}$	Llenado con concreto
SL-1, USA (experimental, militar, 3 MWt)	1961	Tres operadores	Liberación Radioactiva muy mínima	Desmantelado.
Fermi-1, USA (De cría, experimental, 66 MWe)	1966	Nulo	Nulo	Reparado y reiniciado. Cerrado en 1972
Lucens, Suiza (experimental, 7.5 MWe)	1969	Nulo operadores	Liberación Radioactiva muy mínima	Desmantelado.
Browns Ferry, USA (Comercial, $2 \times 1080 \text{ MWe}$)	1975	Nulo	Nulo	Reparado.
TMI-2, USA (comercial, 880 MWe)	1979	Nulo	Dosis de radiación mínima al público $2 \times 10^{14} \text{Bq}$	Programa de limpieza completa En monitoreo y desmantelamiento
Saint Laurent-A2, Francia (comercial, 450 MWe)	1980	Nulo	Liberación radioactiva mínima	Reparado. Desmantelado en 1992.
Chernobyl-4, Ucrania (comercial, 950 MWe)	1986	47 entre personal y bomberos (32 inmediatos)	Liberación radioactiva máxima $11 \times 10^{18} \text{Bq}$	Llenado con concreto
Vandellos-1, España (comercial, 480 MWe)	1989	Nulo	Nulo	Desmantelado.

3.2.4. Probabilidad de Escape de Radiación

La probabilidad de liberación de efluentes, también se puede determinar con datos del PRA. En el reporte NUREG/CR-6595, Rev. 1, se describe en detalle una aproximación para estimar la frecuencia de liberaciones largas y tempranas de radioactividad como producto de accidentes de plantas de energía nuclear que tienen el potencial de causar fatalidades tempranas, en particular para reactores PWR y BWR con diferentes contenciones.

En este reporte se analizan tanto eventos internos (falla del contenedor aislante, fractura del tubo del generador de vapor, pérdida del removedor de calor de contención, etc.) que son independientes para cada tipo de reactor, así como algunos eventos ajenos a la producción eléctrica, como incendios internos, sismos y tornados.

En este reporte se usaron cuatro métodos para aproximar la frecuencia de liberación, estos son descritos en el mismo reporte. En general, los ordenes de magnitud para cada uno de los reactores analizados, son iguales para los métodos en los que fueron evaluados.

Los resultados de estos análisis van de 2×10^{-5} por año, para el caso de los reactores más antiguos hasta 2×10^{-8} por año, en los reactores recientes [NRC, 2004].

3.2.5. Incidencia de Muertes

Se han producido accidentes importantes sobre todo en los ciclos de combustible del carbón, petróleo y gas. Durante el período 1970-1992, el ciclo del carbón incluyó 133 accidentes graves, con una cifra promedio de 48 muertos por suceso, el del petróleo 63 accidentes y el de gas natural y ciclo combinado, 165 accidentes [Palacios & Alonso, 1996]. Accidentes en minas de carbón son comunes y usualmente causan decenas o cientos de muertes sumando alrededor de 15,000 fatalidades por año a nivel mundial, de las cuales ~6,000 son en china [Comby, 2006]. Lo mismo puede ser dicho para los accidentes en el campo de petróleo [Comby, 2006]. En la tabla 3.8 se muestran los descensos inmediatos por los accidentes ocasionados por distintos tipos de fuentes de generación y la normalización de estas por Tera-Watt-año.

Sólo han existido dos accidentes serios en la explotación comercial de la energía nuclear: Three Mile Island en 1979 (Pennsylvania, USA) y Chernobyl en 1986 (Ucrania, Cuando era parte de la Unión Soviética).

TMI fue el peor accidente que uno puede imaginar en un reactor occidental: el núcleo del reactor se derritió y cayó al fondo del recipiente. La radioactividad emitida fue

Tabla 3.8: Comparación de estadísticas de accidentes por fuente primaria de producción.

(La generación de electricidad es de alrededor del 40 % de energía primaria total)

Combustible	Muertes inmediatas 1970-1992	¿Quién?	Muertes normalizadas por TWy de electricidad
Carbón	6400	Trabajadores	342
Gas natural	1200	Trabajadores y público	85
Hidroeléctrica	4000	Público	883
Nuclear	31	Trabajadores	8

enteramente confinada dentro de la estructura de contención de concreto reforzado. La cantidad de radiación que se expulso a la atmósfera fue un millón de veces menor que lo que se expulso en Chernobyl. Esa pequeña cantidad fue inofensiva y como resultado nadie en TMI fue seriamente irradiado ni muerto. De hecho, TMI fue un suceso real en la historia de la seguridad nuclear: el peor accidente posible de suceder en un reactor occidental y nadie fue dañado o muerto [Comby, 2006].

Chernobyl fue diferente. El reactor no tenía estructura de contención. Fue operado en modo peligroso, ya que para hacer un diagnostico de seguridad se desactivaron todos los sistemas de seguridad, provocando una oscilación en la potencia y una explosión de vapor de agua. Las 600 toneladas del moderador grafito se quemaron durante varias semanas. El humo transportó más de la mitad de los productos de la fisión radiactiva directamente a la atmósfera donde fueron arrastrados por los vientos [Comby, 2006].

Chernobyl es el perfecto ejemplo de lo que no se debe hacer con un reactor nuclear: un mal diseño, un reactor inestable, operación en modo prohibido y se desconectaron todos los sistemas de seguridad [Comby, 2006].

La evidencia estadística disponible en relación con los accidentes nucleares en centrales nucleoelectricas que produjeron muertes se limita a un solo suceso: el accidente de Chernobyl, el cual corresponde a un tipo de reactor en el que no se aplicó la cultura de seguridad implícita en los reactores de diseño occidental. Este accidente ocasionó la muerte inmediata de 31 personas entre los operadores y bomberos, pero en ningún miembro de la población en general, se llegó a confirmar el síndrome agudo de irradiación [Palacios & Alonso, 1996]. Según la Conferencia de EC/OIEA/OMS, celebrada en Viena en 1996, los casos de muerte tardía por el accidente de Chernobyl se estiman entre 6,900 y 7,500 (número de casos adicionales de cáncer mortal a los que normalmente se esperaban). Esta cifra corresponde al 1.3 % de las muertes naturales por cáncer en las regiones afectadas [Palacios & Alonso,

1996].

Sin embargo, aún existen discusiones acerca de los canceres a largo plazo. Algunas organizaciones y medios de comunicación pretenden que puede haber decenas de miles, incluso millones, de víctimas por haber. Se debe hacer notar que esto es imaginario o es el resultado de cálculos teóricos basados en hipótesis falsas [Comby, 2006].

Normalizando la cifra para la energía eléctrica neta generada por las centrales nucleares del mundo en su totalidad, obtenemos una cifra aproximada de 0.29 muertes tardías por Tera watts/hora (0.1 para los trabajadores y 0.19 para el público) [Palacios & Alonso, 1996].

Este registro estadístico no proporciona, sin embargo, una base apropiada para la evaluación de futuras centrales nucleares. El accidente ocurrió en un tipo de central RBMK, que no se volverá a construir en el futuro. Los puntos débiles del diseño del reactor, que constituyeron el principal motivo del accidente, se eliminarán en todos los diseños futuros. Así, el accidente no tiene ninguna relevancia estadística para otros tipos de reactores ni para centrales nuevas. Gracias al enfoque del análisis probabilístico de la seguridad (APS) utilizado en el caso de la energía nuclear, el análisis del riesgo resulta más apropiado que aquél basado en datos estadísticos [Palacios & Alonso, 1996].

Las estimaciones disponibles sugieren que los riesgos para la salud humana a consecuencia de accidentes graves en el ciclo de combustible nuclear son inferiores por varios ordenes de magnitud a los asociados con accidentes de similar envergadura en sistemas basados en combustibles fósiles y en la energía hidráulica [Palacios & Alonso, 1996].

En resumen han existido considerablemente menos fatalidades en la industria de la energía nuclear civil en la mitad de un siglo que en un año en la industria del combustible fósil [Comby, 2006].

CAPÍTULO 4

ANÁLISIS Y CONCLUSIONES

Hasta ahora hemos revisado los indicadores de sustentabilidad y seguridad. En este capítulo haremos un análisis de los indicadores que se han mencionado. Después describiremos cada una de las conclusiones que se obtuvieron. Con esto se pretende responder las preguntas hechas en el capítulo 1.

4.1. ANÁLISIS DE LOS INDICADORES DE SUSTENTABILIDAD Y SEGURIDAD

La energía nuclear tiene recursos y reservas probadas para más de un siglo al consumo actual, como se vio en la sección de indicadores ambientales, a esta cantidad habría que sumarle los excedentes de inventarios de defensa así como también los recursos que se creían desperdicios, ya que nuevas generaciones de reactores pueden consumir el uranio agotado y gastado, por lo que las reservas aumentarían y por lo tanto el tiempo de consumo sería más largo. Además, genera pocos residuos y tiene uno de los más bajos índices de impacto al aire, sólo superado por la eólica, y los productos radioactivos de la fisión son vitrificados y almacenados permanentemente.

A pesar de esto, la implementación de esta energía no se ha dado por diferentes factores. Los aparentes problemas económicos, ambientales, sociales y de seguridad en las plantas son los principales que han frenado su desarrollo.

El primero tiene su origen en que las primeras plantas tenían altos costos de implementación y tiempos más largos de construcción. Pero estos se han venido resolviendo

gracias a la experiencia acumulada y a la estandarización de diseños que han hecho que sean económicamente competitivas y si se consideran únicamente los gastos de generación, esta es aun más barata que la generación mediante hidrocarburos ya que la mayor parte de los recursos se emplea en la inversión para los sistemas de seguridad. Además, ciertas plantas nucleares actuales pueden subir su potencia de salida o extender su vida útil, con ello los costos por unidad de electricidad bajan.

La estabilidad de los costos de generación totales de plantas nucleares ha permitido que en países como USA y México los costos promedios de producción nuclear sean más bajos que cualquier otra tecnología de generación, esto es debido principalmente a la reducción de los costos de combustible (ver tabla 3.1). Extrapolando los datos de la tabla 3.1 por el método de mínimos cuadrados obtenemos una estimación para los costos promedios de producción nuclear para el 2010, como se puede ver en la figura (4.1), los costos del combustible al parecer se estabilizaran en alrededor de los 1.5 centavos de dólar.

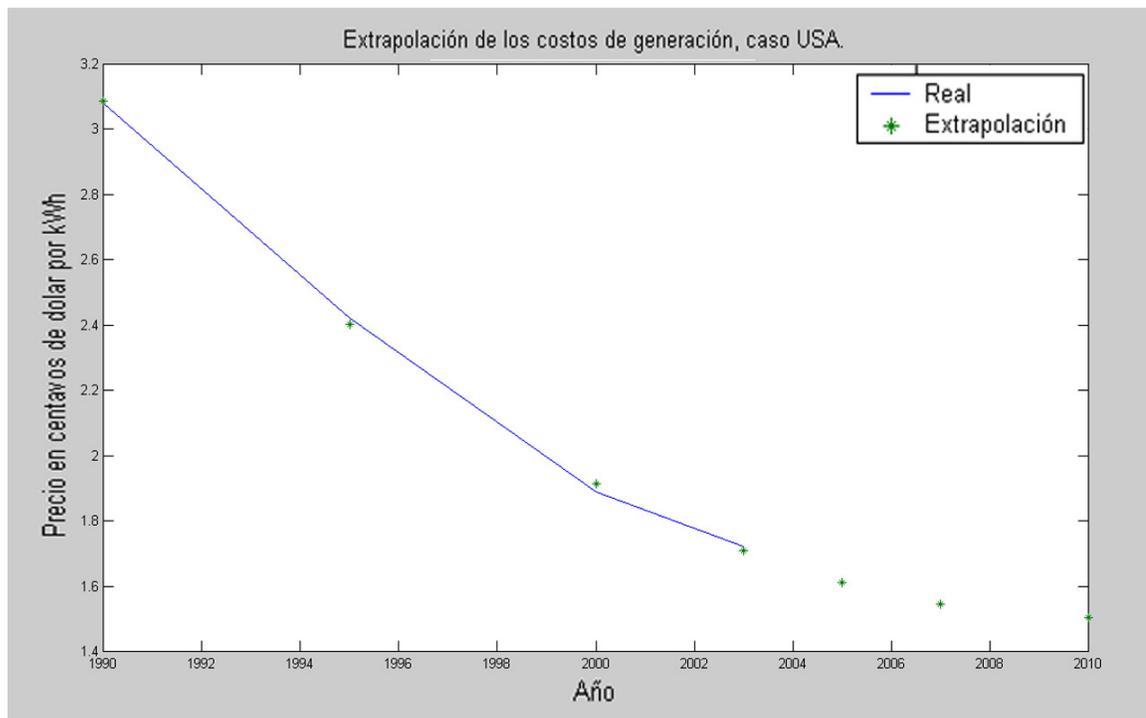


Figura 4.1: Extrapolación de los datos de la tabla (3.1), hacia el 2010.

En el estudio hecho por la NEA [2000] se muestra que los costos totales de generación con nuevas unidades nucleares podrían estar en el rango entre 4 y 8 centavos de dólar

por kWh a una tasa de descuento del 10 %, que es la más probable. Sin embargo, estos costos representan sólo el 40 % de los costos totales, mientras que los costos de capital de inversión representa el resto, cuando en las plantas de combustible fósil sucede lo contrario. La ventaja de esto es que, de existir un incremento significativo en los precios de uranio no tendrá mucho impacto en los costos de generación. Hore-Lacy [2006] menciona que, en general, países sin carbón barato o abundante gas se tiende a favorecer la nucleoelectricidad.

A su vez, el reporte ExternE muestra que la energía nuclear tiene los segundos costos externos más bajos sólo siendo superado por la eolo-eléctricas, mientras que los combustibles fósiles tienen los costos externos más altos, en especial el carbón cuyos costos están por encima de los 4 euro-centavos. Se debe tomar en cuenta que en la operación de nuevas plantas nucleares se incorpora la mayor parte de estos costos mientras que en las de energía fósil, no. Estos estudios demuestran que en comparación con las fuentes de energía convencionales los impactos ambientales de la energía nuclear son bajos.

La producción de energía eléctrica por cualquier fuente tiene efectos ambientales. Debido a los usos bélicos de la energía nuclear y a los accidentes en plantas nucleares, principalmente el de Chernobyl, la radiación ha sido uno de los principales motivos ambientales por la que existe un rechazo a este tipo de plantas. Sin embargo, diariamente estamos expuestos a ciertas dosis de radiación, incluyendo la del cuerpo humano. Las centrales de energía nuclear están construidas de tal forma que la radiación que recibimos de ellas sea aproximadamente 10,000 veces menor a la radiación total a la que estamos expuestos diariamente y mil veces menor a la radiación corporal. Incluso, las plantas de ciclo de carbón liberan cantidades de radioactividad más grandes que las de combustible nuclear, aunque ninguna de estas constituye un problema ambiental significativo.

Los residuos de las nucleoelectricas son los más manejables y pueden ser totalmente confinados, a diferencia de los ciclos de combustible fósil donde la mayoría de sus desechos son liberados a la atmósfera. Es por eso que el uso de plantas nucleares ha evitado la emisión de una cantidad significativa de gases y partículas que contribuyen a problemas ambientales. Además, debido a la eficiencia del recurso, los residuos nucleares son aproximadamente un millón de veces menor que el de los combustibles fósiles.

El repositorio de Yucca Mountain es un proyecto interesante no sólo por la capacidad de almacenamiento que tendría, sino que de recibir la licencia aprobatoria, será una fuente importante de combustible nuclear para generaciones futuras, ya que los desechos almacenados podrían ser usados en reactores avanzados.

Los reactores de neutrones rápidos pueden usar uranio gastado, agotado, así como también elementos transuránicos, por ejemplo *Pu*. Esto tiene las ventajas que la energía extraída sería suficiente para varios cientos de años sin un minado especial y que la vida media de los elementos radioactivos se reduciría significativamente, por ejemplo el IFR podría reducir el tiempo de decaimiento del combustible gastado de 250,000 años a 500 años. El reciclado de combustible es una característica que le da a la energía nuclear una ventaja sobre los ciclos de combustibles fósiles.

Un dato interesante, es que se están haciendo estudios para nuevos tipos de plantas. Las cuales podrán ser usadas para generar energía eléctrica así como hidrógeno y pueden ser usadas para desalinización de agua. Actualmente, se están haciendo estudios para usar el hidrógeno como fuente de energía eléctrica y la desalinización de agua es importante debido a las crecientes necesidades de agua potable en el mundo. Estas características ayudan a tener una mejor aceptación social de la energía nuclear.

La energía nuclear esta caracterizada por una contribución neta al capital humano y social, debido a que está ligada con otras ramas del conocimiento humano, lo que hace que incluya mano de obra altamente calificada. Otra característica es que es un reto en términos de aceptación pública y percepciones variadas en términos de riesgo y beneficios.

Sí se quiere que la energía nuclear sea aceptada en México, se debe promover, entre el público, la participación en el diseño de políticas y la aceptación de los procesos, esto puede limitar momentáneamente el uso de la energía nuclear. Además, al momento de diseminar la información esta debe ser correcta y no debe ser autoritaria. Tanto el contexto como el criterio para comparar, deben ser aceptados antes de que los resultados estén dando credibilidad. Es conveniente mencionar que en México existen insituciones como el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, ININ, que pueden coadyuvar a este objetivo.

La energía nuclear tiene riesgos, como cualquier otra tecnología de generación eléctrica, pero sus riesgos son vistos como más agudos, a pesar de que es una de las tecnologías más seguras (ver sección de seguridad). Una de las formas de cambiar este panorama es por medio de la educación al público con información de base sólida y los procesos de toma de decisiones deben dar el tiempo y la oportunidad para que se realice una discusión minuciosa, para que el riesgo no sea percibido como una imposición.

Un indicador social importante, es que la energía nuclear no debe contribuir a la proliferación de armas. Esto se puede cumplir mediante organismos, como el IAEA, que aseguren que el enriquecimiento de las plantas sean limitadas a niveles que imposibilite

usarlas para armas.

Por otro lado, se vio que todas las formas de generación de electricidad tienen riesgos, en el caso de la nuclear el riesgo más alto corresponde a las actividades de extracción del uranio. Como se vio, los reactores nucleares no explotan como las bombas nucleares, sin embargo existe la probabilidad de un daño al núcleo. Este es medido a través de un PRA como en el reporte NUREG/CR-6936 el cual muestra que la frecuencia de LOCA's en reactores PWR y BWR va de 1×10^{-4} por año, para el caso de los reactores más antiguos hasta 1×10^{-7} en los reactores recientes. Sin embargo esto no significa que exista una liberación de efluentes radioactivos. De hecho sólo se tiene registro de un accidente donde las dosis de radiación al público fueron más grandes que las de fuentes naturales. La probabilidad de escape de radiación van de 2×10^{-5} por año, para el caso de los reactores más antiguos hasta 2×10^{-8} por año, en los reactores recientes, visto de otra forma las probabilidades de escape de radiación van de 1 en 50,000 años a 1 en 50,000,000 de años, respectivamente. Estos datos nos dan una idea de la seguridad que se maneja en las plantas de energía nuclear.

Por su parte, existe sólo un accidente en una central nucleoelectrónica donde se han registrado muertos, Chernobyl. La cifra normalizada es de 0.29 muertes tardías por Tera Watts/hora. Aunque, algunas organizaciones y medios de comunicación pretenden muchas más víctimas y según Comby esto es imaginario o es el resultado de cálculos basados en hipótesis falsas.

Los registros estadísticos no proporcionan una base apropiada para la evaluación de futuras plantas, porque el diseño de la planta donde ocurrió el accidente, no se volverá a construir y las nuevas plantas no tendrán los puntos débiles de esta.

4.2. CONCLUSIONES

Las plantas nucleares, de recientes generaciones, son seguras, ya que una gran parte de los costos de implementación son destinados a cuestiones de seguridad. Además, a lo largo de la historia de la energía nuclear sólo han ocurrido dos accidentes graves, donde sólo en Chernobyl hubo exposición del público a radiaciones mayores a la natural y fue este mismo accidente el único donde se registran muertos a causa del manejo de la energía nuclear.

Sin embargo, las probabilidades de que exista un accidente como este último van de 1 en 50,000 años a 1 en 50,000,000 de años, dependiendo del tipo y la edad del reactor. Por otro lado, las probabilidades de que exista otro accidente como el de TMI, donde hubo

derretimiento del núcleo pero no liberación de efluentes radioactivos, van de 1 en 10,000 años a 1 en 10,000,000 de años, dependiendo del tipo y la edad del reactor. En ambos casos las probabilidades son bajas.

También se muestra que la energía nuclear es una fuente confiable de generación de electricidad, debido a que los costos del combustible se han mantenido estables y se estima que lo seguirán siendo. También, existen recursos y reservas probadas para más de un siglo, sin contar los excedentes de los inventarios de defensa. Y con los reactores de neutrones rápidos se puede extender la extracción de energía del combustible, por lo que este duraría más.

Para tener un desarrollo sustentable, no es prudente depender de una fuente de energía. Sin embargo, en este estudio se ve que las centrales nucleoelectricas tienen el potencial de satisfacer una parte significativa de las necesidades de energía eléctrica actuales del país. Por lo tanto, se podría incrementar el porcentaje de generación por este medio. Además, por no tener restricciones para los sitios de construcción -como las hidroeléctricas- cuenta con la ventaja de que pueden ser distribuidas de acuerdo a las necesidades del país, reduciendo con esto las pérdidas por transmisión. Además, su uso presenta una serie de ventajas como por ejemplo; son económicamente competitivas con respecto a las plantas de combustible fósil, son compactas, sus licencias de operación pueden ser ampliadas por autoridades regulatorias, no liberan gases ni partículas que provoquen problemas ambientales, el uranio gastado y agotado pueden ser reciclados, con reactores avanzados se puede reducir la vida media de los elementos transuránicos, los residuos son un millón de veces menores que la de los ciclos de combustible fósil y es la única opción de generación eléctrica exenta de emisiones de carbono que pudiera usarse a gran escala en la actualidad.

Actualmente el 90 % de la energía proviene de los combustibles fósiles. Sin embargo, estas fuentes primarias presentan dos fuertes inconvenientes: su inminente agotamiento y su alta contribución al deterioro del medio ambiente. Por esta razón es necesaria la búsqueda de fuentes de energía que reduzcan significativamente estos dos inconvenientes. Entre las opciones más promisorias se encuentran las fuentes solares, eólicas y nucleares. Sin embargo, debido tanto a la baja eficiencia como los altos costos asociados a la energía solar, esta dista mucho de ser una opción por la cual apostar. La energía eólica parece ser una buena opción. Sin embargo, no son muchos los lugares donde se tenga un potencial eólico considerable como para su aprovechamiento. Aunque, es una de las opciones para tomarse en cuenta.

Si bien los estudios sobre seguridad y confiabilidad continúan, la tendencia que se

observa es siempre a mejorar. Por lo que, con la información hasta ahora disponible, la principal conclusión de esta tesis es que la energía nuclear en México es segura y sustentable. El uso de esta fuente de energía traerá como consecuencia una gran disminución de contaminantes, además favorece al avance científico y tecnológico del país, asegurando con esto condiciones propicias para su desarrollo económico y por consiguiente una mejor calidad de vida para los mexicanos.

REFERENCIAS

- Alonso, M. & Finn, E. (1992), *Physics*, Addison Wesley.
- ASPO (2006), 'Boletín no 67', *Asociation for Study of Peak Oil and Gas*.
- Bolin, B., Jager, J. & Doos, B. (1986), 'The Greenhouse effect, Climate Change and Ecosystem: A Synthesis of Present Knowledge', *John Wiley and Sons*.
- Buenfil, A. (2005), 'El Agotamiento de las Reservas, más Cerca de lo que se Piensa. Cuando se Acabe el Petróleo', *La Jornada*.
- CFE (2007), 'Generación de Electricidad', *Comisión Federal de Electricidad*. Última consulta: septiembre del 2007. Disponible en: <http://www.cfe.gob.mx/es/LaEmpresa/generacionelectricidad/>.
- Chambers, A. (2003), *Renewable Energy: in Nontechnical Language*, Pennwell Books.
- CNEA (2007), *Alternativas Energeticas para el Siglo XXI*, Comision Nacional de Energía Atomica, Argentina, Última consulta: septiembre del 2007. Disponible en: <http://www.cnea.gov.ar/xxi/temas-nucleares/alternativas-energeticas/alternativas-energeticas.asp>.
- Comby, B. (2006), 'The Benefits of Nuclear Energy', *Enviromentalists For Nuclear Energy*.
- ExternE (2003), **External Costs Research Results on Socio-Environmental Damages Due to Electricity and Transport**, External Costs for Energy, European Commission.
- Frost, B. (2005), 'The Promise of Nuclear Power'.
- Gautrau, R. & Savin, W. (2001), *Fisica Moderna*, Mc Graw Hill.
- Global-Warming (2003), 'Water Vapor rules the Green House System', *Global Warming*.
- Hore-Lacy, I. (2006), *Nuclear Energy in the 21st Century*, World Nuclear University Press, Academic Press.
- IAEA (2000), *Climate Change and Nuclear Power*, International Atomic Energy Agency.
- IAEA (2004), *Radiation, People and the Enviroment*, International Atomic Energy Agency.

- IEA (2005), *Carbon Dioxide Emission by Economic Sector*, International Energy Agency.
- IEA (2006), *WORLD ENERGY OUTLOOK 2006: FACT SHEET- NUCLEAR*, International Energy Agency.
- INSC (2006), 'Providing for Our Energy Future While Protecting Our Environment', *International Nuclear Societies Council*.
- Jaeger, J. & Barry, E. G. (1990), 'The Effects of Human Activity on the Climate of the Earth', *Cambridge University Press*.
- Keeling, C. D. & Whorf, T. P. (2004), 'Atmospheric CO₂ Concentrations— Muna Loa Observatory, Hawai', *Carbon Dioxide Information Analisis Center, CDIAC*. Última consulta: octubre del 2007. Disponible en: <http://cdiac.ornl.gov>.
- Lamarsh, J. R. (1977), *Introduction to Nuclear Engineering*, Addison-Wesley Publishing Co.
- Lovelock, J. (2006), *The Revenge of Gaia*, Allen Lane.
- Meier, P. J. (2002), Life-Cycle Assessment of Electricity Generation Systems and Applications for Climate Change Policy Analysis, PhD thesis, University of Wisconsin-Madison.
- Montgomery, R. H. (1992), *Energía Solar: Selección del equipo, Instalación y aprovechamiento*, Limusa.
- Murray, R. L. (2001), *Nuclear Energy: An Introduction to the Concepts, Systems, and Applications of Nuclear processes*, Butterworth Heinemann.
- NEA (2000), *Nuclear Energy in a Sustainable Development Perspective*, Nuclear Energy Agency, Organisation For Economic Co-Operation and Development.
- NEA (2005), *The Safety of the Nuclear Fuel Cycle*, Nuclear Energy Agency, Organisation For Economic Co-Operation and Development.
- NERAC & GIF (2003), 'A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems Executive Summary', *Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum*.

- NRC (2004), *An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events*, NUREG/CR-6595, Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- NRC (2007), *Probabilities of Failure and Uncertainty Estimate Information for Passive Components - A literature Review*. NUREG/CR-6936, U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- Palacios, J. C. & Alonso, G. (1996), 'Energía Nuclear: Una Opción Viable Para el Desarrollo Sostenible', *Entorno Nuclear*.
- Palacios, J. C., Alonso, G., Ramírez, R., Gómez, A. & Longoria, L. C. (2004), 'Levelized Costs for Nuclear, Gas and Coal for Electricity, Under the Mexican Scenario', *Memorias ANES, USA*.
- UNFCCC (1999), 'National Communications from Parties not Included in Annex I to the Convention', *United Nations Framework Convention on Climate Change*.
- WNA (2006), *The New Economics Of Nuclear Power*, World Nuclear Association.
- WNA (2007a), 'Energy Subsidies and External Costs', *World Nuclear Association*.
- WNA (2007b), 'Nuclear Power Reactors', *World Nuclear Association*, Última consulta: octubre del 2007. Disponible en: <http://www.world-nuclear.org/info/inf32.html>.
- WNA (2007c), 'Plans for New Reactors Worldwide', *World Nuclear Association*, Última consulta: septiembre del 2007. Disponible en: <http://www.world-nuclear.org/info/inf17.html>.
- WNA (2007d), 'Some Physics of Uranium', *World Nuclear Association*, Última consulta: septiembre del 2007. Disponible en: <http://www.world-nuclear.org/education/phys.html>.

Apéndice A

OTROS METODOS DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO

Actualmente, otros metodos de enriquecimiento de uranio están siendo investigados. Estos métodos incluyen el uso de laseres para separar isótopos de uranio. Dos procesos láser han estado considerados para enriquecimiento de isótopos de uranio: el proceso de vapor atómico y el proceso molecular.

El método de separación atómica es a menudo designado como separación de isótopos con láser de vapor atómico (AVLIS, Atomic Vapour Laser Isotope Separation) y usa el uranio como material de consumo.

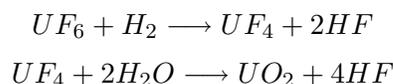
El método de separación molecular, o separación de isótopos por excitación láser (SILEX, Separation of Isotopes by Laser Excitation) usa un haz de un láser para excitar selectivamente una forma isotópica de un compuesto molecular de uranio. El método SILEX usa UF₆ como material de consumo. El programa de desarrollo más activo de SILEX esta localizado en Australia.

Apéndice B

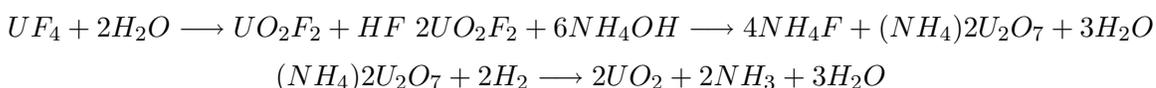
OBTENCIÓN DE ÓXIDO DE URANIO

El uranio enriquecido es producido y usualmente almacenado como UF_6 . Para producir el combustible dióxido de uranio (UO_2) es necesario reconvertir UF_6 en UO_2 . Tres procesos son los que se usan para lograr esto.

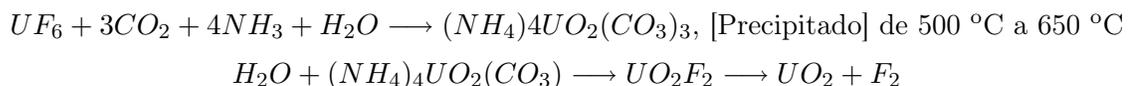
El primero es la reducción de UF_6 a UF_4 usando hidrógeno seguido por hidrólisis de UF_4 con vapor de acuerdo a las reacciones que ocurren en un horno simple integrado.



Seguidamente se tiene la conversión directa de UF_6 en UO_2F_2 seguido por la precipitación con amonio para formar ADU y reducción con H_2 a UO_2 :



Finalmente el proceso AUC por el cual el UF_6 se transforma en carbonato de uranilo amonio (AUC, ammonium Uranyl Carbonate) por tratamiento con CO_2 y NH_3 en agua:



Se ha obtenido una gran experiencia a nivel industrial con cada uno de estos procesos en los Estados Unidos, Reino Unido, Francia, Alemania y Japón. El principal riesgo

es químico y esta asociado con el uso de químicos corrosivos, flamables y tóxicos con los que está contaminado el uranio enriquecido.

La protección de liberaciones de compuestos radioactivos está asegurada por barreras dinámicas como ventilación y sistemas ingenieriles de seguridad.

No se han reportado incidentes mayores con consecuencias radiológicas, pero algunos incidentes (principalmente relacionado con el transporte de UF_6 a la planta) han sido reportados en plantas de conversión, en Francia y Alemania.

Con la entrada de uranio procesado en las plantas de fabricación de combustible se pueden presentar algunas complicaciones debido a la presencia de ^{232}U , ^{234}U y ^{236}U los cuales son más radioactivos que los isótopos naturales (^{235}U y ^{238}U). La presencia de estos isótopos de uranio en las fábricas, las cuales no fueron originalmente diseñadas para estos propósitos, requieren que las operaciones sean adecuadamente re-calculadas.

Apéndice C

PRINCIPIOS DE SEGURIDAD

Todas las instalaciones relacionadas con el ciclo de combustible están sujetas a un control regulatorio que requiere que sean diseñadas, construidas, comisionadas, operadas y desmanteladas con el debido respeto a la seguridad de los trabajadores y el público general (NEA, 2005).

Los principios básicos de seguridad relacionados a la protección de la radiación están basados sobre un entendimiento internacional de los efectos de la radiación ionizante. La mayoría de los países han adoptado las recomendaciones de la International Commission on Radiological Protection (ICRP), el cual avoca tres principios básicos:

- * No se deben adoptar prácticas al menos que estas tengan un beneficio neto.
- * Todas las exposiciones deber ser tan bajas como razonablemente se puedan alcanzar, factores económicos y sociales están siendo tomados en cuenta.
- * Las dosis equivalentes a individuos no debe exceder los límites establecidos por el regulatorio apropiado o cuerpo de licenciamiento en el país donde se encuentre.

Los altos estándares de seguridad en el ciclo nuclear son alcanzados por la industria nuclear porque los cuerpos regulatorios también requieren que el diseño de las instalaciones no sólo considere las necesidades de seguridad y confianza durante la operación normal, también que contemplen un alto rango potencial de mal funcionamiento de la planta, incluyendo peligros de orígenes internos y externos (NEA, 2005).

En adición para construir a fondo una defensa en los diseños de la planta, los cuerpos regulatorios también requieren que los complejos sean construidos a altos estándares. Las operaciones del complejo son monitoreadas por las autoridades del licenciamiento para asegurar que estén siendo llevadas de acuerdo con los procedimientos aprobados. Es una

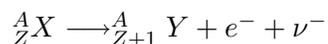
practica general confiar en la políticas de seguridad y procedimiento de las organizaciones operativas como primera línea de defensa con respecto a seguridad (NEA, 2005).

Apéndice D

DECAIMIENTO β^-

El decaimiento β es de tipo radioactivo, donde un elemento químico libera partículas β , las cuales son electrones con carga negativa, e^- , o positrones, e^+ , con carga positiva, estos últimos decaen rápidamente en dos fotones γ de energía aproximada de 0.511 MeV cada uno. Estos tipos de decaimiento son conocidos como decaimiento β^- y decaimiento β^+ , respectivamente. En ambos tipos de decaimiento, también se liberan otro tipo de partículas las cuales son llamadas neutrinos (ν^+) para decaimiento β^+ y anti-neutrinos (ν^-) para decaimientos β^- .

Un núcleo que tiene demasiados neutrones comparados con el número de protones puede ser inestable y emitir electrones. El núcleo hijo tiene el mismo número de masa, A , pero tiene un número atómico mas grande que el núcleo padre. Esto es, en un decaimiento, un neutrón es remplazado por un protón. El proceso, para el decaimiento β^- puede ser expresado por:



Aquí se puede notar que toda la carga total es conservada así como el número de nucleones.