

fenómenos inexplicables hasta entonces, pero que sería desmentido con experimentos posteriores que arrojaban resultados antagónicos a los esperados por esta teoría [3].

En 1911 Ernst Rutherford, junto con su colega Hans Geiger y un estudiante de licenciatura ayudante de laboratorista, Ernst Marsden, desarrolló un experimento que consistía en bombardear un átomo con partículas alfa y estimar la probabilidad de que éste haz tuviera un desvío en su trayectoria (Rutherford no esperaba grandes resultados de esto). En el dispositivo montado de acuerdo a las especificaciones de Rutherford (Figura 2.2), se tenía un tubo de vidrio con una fuente de partículas alfa, una película delgada de oro y una pantalla fluorescente a manera de detector. Con este experimento observaron que la mayoría de las partículas alfa atravesaban la placa sin desviación alguna, pero algunas llegaban al detector en ángulos muy pronunciados, inclusive algunas regresando a 180°, de lo cual dedujeron que existía un gran espacio en el átomo por el cual las partículas podían pasar fácilmente pero que en el núcleo existían cargas positivas que repelían a las alfas; contradiciendo así la teoría de Thomson sobre un átomo continuo en el que las cargas se encuentran dispersas (átomo de la galleta con pasas). Supusieron que los electrones se encontraban orbitando alrededor del núcleo y no representan gran parte de la masa del átomo [3].

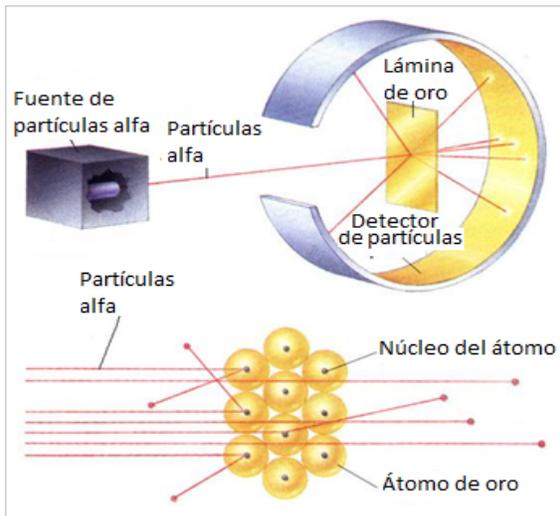


Figura 2.2. Experimento de Rutherford [4].

A partir de las observaciones de Rutherford respecto a las colisiones de partículas se desarrolló un nuevo modelo atómico, en el que los electrones se encuentran esparcidos en una “nube” electrónica y en el núcleo se encuentran concentradas partículas positivas (subatómicas). En estos momentos se determinó el radio del núcleo atómico de alrededor de 100 [pm]¹.

2.1.2. Radiación térmica, el cuerpo negro y la catástrofe del ultravioleta

Para especificar la cantidad de energía emitida por un objeto en la forma de radiación térmica se utiliza la irradiancia espectral, que es la cantidad de energía que dicho objeto emite en unidad de

¹ 1 pm= 1×10^{-15} [m]

tiempo y en unidad de área, en cierto intervalo de frecuencias $[\nu, \nu+d\nu]$ y a cierta temperatura t .
[!Error! No se encuentra el origen de la referencia.]

Un cuerpo negro es aquél que se considera que es capaz de absorber toda la radiación incidente en él, independientemente de la frecuencia de ésta, y tienen espectros de radiación térmica iguales, es decir, independientes de su composición química; por este motivo se les denomina radiadores integrales o cuerpos negros.

La forma más sencilla de obtener radiación térmica de cuerpo negro es por medio del radiador de cavidad, que consiste en un objeto hueco con una pequeña perforación en la pared. La luz que recibe va absorbiéndose y la única que pudiera salir es la generada desde el interior. Cuando el radiador de cavidad se encuentra en equilibrio térmico, no puede haber un flujo neto de energía de unas partes a otras en el interior de la cavidad, por lo que las ondas electromagnéticas que existen en el interior sólo pueden ser ondas estacionarias [6].

A principios del siglo XX, la teoría clásica del electromagnetismo erraba rotundamente en las aproximaciones sobre la radiación emitida por un cuerpo negro en equilibrio térmico con el medio. Según las predicciones de Rayleigh y Jeans, la distribución de probabilidad para la energía de las ondas estacionarias en la cavidad obedecía a una distribución de Boltzman, y ésta funcionaba en cierto rango de frecuencias pero al aumentar y acercarse al ultravioleta erraba completamente (Figura 2.3). Esto fue conocido como la famosa “catástrofe del ultravioleta”. [7]

Posteriormente, Max Planck enunció otra ley en la que quedaba resuelto este problema, pero tuvo la necesidad de recurrir a una suposición que él mismo y muchos otros científicos consideraban una incongruencia (aunque las matemáticas cuadraran), y era que la energía de las ondas estacionarias de la cavidad se emite de manera discreta y no continua (hipótesis cuántica), por lo que la irradiancia espectral [3] quedaba entonces de la forma:

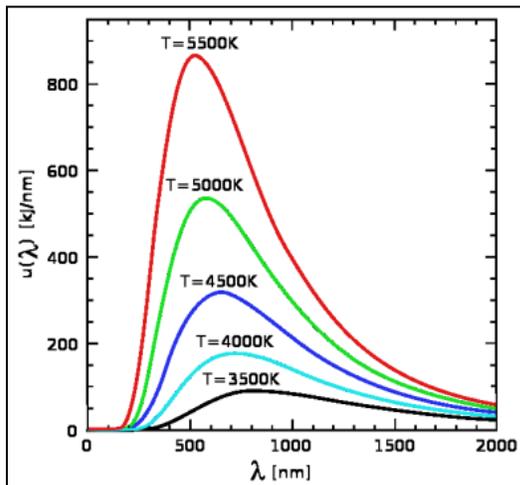


Figura 2.3. Irradiancia espectral del cuerpo negro [8].

Tomando esto en cuenta, Einstein publicó la teoría de que la radiación electromagnética transporta la energía en forma de corpúsculos (fotones), cada uno de ellos con una energía $E=h\nu$, y éstos pueden ser desprendidos de una placa metálica si en ésta se impactan electrones con

energía mayor o igual a la de los fotones (efecto fotoeléctrico, 1905). Esta teoría implicaba que las ondas electromagnéticas se comportaban como partículas, aunque ya se había demostrado antes que tenían también comportamiento ondulatorio, mediante el principio de Huygens-Fresnel y el experimento con los patrones de difracción que se observaban al hacer pasar luz por pequeñas rendijas (de menor longitud que la longitud de la onda original) (Figura 2.4); demostrando que cada punto del frente de onda puede ser origen de una nueva, para después incidir en una pantalla, y observando únicamente franjas iluminadas debido a la interferencia de las ondas en retroceso.

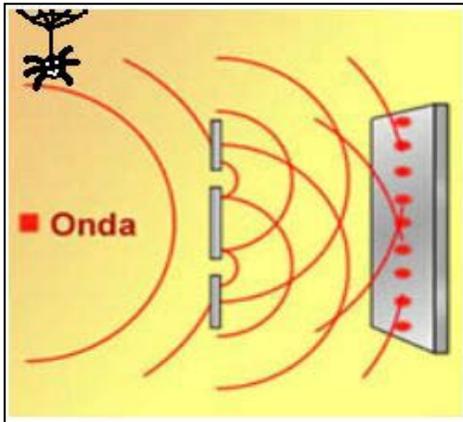


Figura 2.4. Experimento de la doble rendija [9].

Posteriormente, en 1913 Niels Bohr, basado en las investigaciones de Planck y Einstein alrededor del cuerpo negro, los fotones y la cuantización de la energía, propuso que cada electrón se encuentra en órbitas alrededor del núcleo, con distintos niveles de energía que vienen dados por la constante de Planck, estando los menos energéticos a mayor distancia del núcleo. De esta forma los clasificó por números y le asignó el número 1 al de órbita más cercana al núcleo. En este modelo los electrones orbitan alrededor del núcleo de manera análoga a la de los planetas alrededor del sol.

De acuerdo con la electrodinámica clásica, un electrón en movimiento irradia ondas electromagnéticas y pierde energía, razonamiento mediante el cual, en el modelo de Bohr, se podría suponer que los electrones orbitando alrededor del núcleo terminarían por colapsarse, a lo que Bohr realizó la hipótesis de que dicha radiación sólo ocurre en un cambio de nivel energético del electrón a otro menor [10].

El modelo de Bohr funcionó idealmente para el átomo de hidrógeno, pero una vez que los científicos se percataron de que distintos electrones en una misma órbita podían tener energías diferentes, fue necesario realizar ajustes a este modelo, basados en la generalización relativista de Arnold Sommerfeld (1916).

2.1.3. Hipótesis de De Broglie

En 1924 De Broglie hizo una hipótesis en la que afirmaba que cada cuerpo tiene una longitud de onda asociada, y que la materia puede tener ambos comportamientos. Según De Broglie, un

electrón orbitando alrededor del núcleo se comporta como una onda estacionaria. A partir del análisis de una onda estacionaria en una circunferencia fue que pudo deducir una fórmula para la longitud de onda asociada a una partícula [6].

$$\lambda = \frac{h}{p} \quad (2.1)$$

Donde:

λ = Longitud de onda asociada a la partícula [m].

h = constante de Planck [Kg m^2 /s].

p= Cantidad de movimiento de la partícula [Kg m/s].

El modelo atómico actual está relacionado con las propiedades de la materia descritas con el concepto de longitud de onda asociada a una partícula de De Broglie y la ecuación de onda de Schrödinger basada en esta hipótesis, el principio de incertidumbre de Heisenberg y otros postulados.

2.1.4. Partículas fundamentales.

Tomando en cuenta los últimos modelos atómicos, para efectos prácticos en ingeniería nuclear, se consideran de especial importancia las siguientes partículas:

- Electrón: Partícula con una masa en reposo² de $m_e = 9.106 * 10^{-28}$ [g], con una carga $e = 1.60219 * 10^{-19}$ [C]. Existen partículas de las mismas características pero carga positiva y son llamados positrones. A los electrones de carga negativa raramente se les da el nombre de negatrones [12].
- Protón: Partículas con la misma magnitud de carga que los electrones, pero con signo positivo y una masa en reposo igual a $1.6726 * 10^{-24}$ [g]. La cantidad de protones en el núcleo es la que determina el tipo de elemento en cuestión; un isótopo es aquel que tiene el mismo número de protones pero distinto número de neutrones. Un radioisótopo es un isótopo con núcleo inestable que decae con algún tipo de emisión radiactiva [12].

El número total de protones en un átomo es también conocido como número atómico (Z).

- Neutrones: Partícula eléctricamente neutra de masa en reposo $m_n = 1.67426 * 10^{-24}$ [g].
- Fotones: Se consideran como partículas asociadas a una onda electromagnética, ya que tienen la característica de comportarse bajo ciertas circunstancias como ondas y bajo circunstancias distintas como partículas.

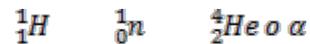
² Es necesario considerarse como masa en reposo relativa al observador, ya que según la teoría de la relatividad la masa de la partícula está en función de la velocidad relativa al observador.

- Neutrinos: Partícula sin masa en reposo ni carga eléctrica que aparece en el decaimiento de ciertos núcleos.

El número total de neutrones en un átomo se denota por la letra N, y en todos los elementos se cumple que el número total de nucleones es $A=Z+N$.

2.1.5. Reacciones nucleares.

La notación que se utiliza en las reacciones nucleares es la siguiente:



para denominar el átomo de hidrógeno, neutrones o partículas alfa, respectivamente.

De la misma manera que con los elementos: el número superior es A y el inferior Z [2].

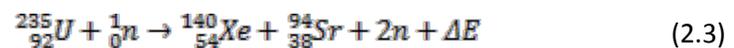
En el balanceo de ecuaciones nucleares deben cumplirse varias leyes de conservación:

- Conservación del número total de nucleones antes y después de la reacción.
- Conservación de la carga.
- Conservación del momento total de las partículas que interactúan.
- Conservación de la energía.

Algunas reacciones nucleares comunes son:



En esta primera ecuación, el neutrón liberado puede utilizarse para iniciar la reacción en cadena (fuente de neutrones).



Ésta es una reacción de fisión, en donde ΔE es el defecto másico, explicado por la teoría de la relatividad como parte de la masa original que es convertida en energía, y es ésta la que se aprovecha en los reactores nucleares.

2.1.6. Radiactividad.

En 1895 el físico Wilhem Röntgen confirió el nombre de rayos X a aquéllos que observó que eran emitidos cuando el tubo de rayos catódicos de Thomson se utilizaba para hacer incidir los electrones en placas de vidrio o de metal, y éstos eran capaces de atravesar distintos materiales, oscurecer placas fotográficas y no eran desviados por campos magnéticos [11].

Un año más tarde el físico francés Antoine Henri Becquerel descubrió la radioactividad natural (término propuesto por Marie Curie) durante sus investigaciones con experimentos en

fluorescencia del uranio y distintos materiales, que emitían radiaciones que también oscurecían placas fotográficas cubiertas pero dichas emisiones ocurrían de manera espontánea. Es con éste hecho que nace formalmente la física nuclear [2].

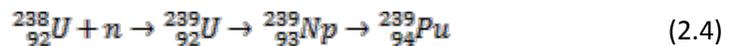
Se considera a un elemento como radiactivo si tiene emisiones de radiación espontáneas.

Más tarde se comprobó que dichas radiaciones eran un efecto provocado directamente por el núcleo atómico y gracias a ello pudieron desarrollarse investigaciones alrededor de la estructura electrónica de los átomos.

Existen tres tipos de emisiones de los núcleos en decaimiento; y son:

- Partículas alfa: Se considera a las partículas alfa como núcleos de helio ionizados positivamente, los cuales son fácilmente detenidos por hojas de papel y liberan su energía rápidamente. No representan peligros sustanciales a menos que sean ingeridos, ya que son partículas ionizantes, y pueden causar graves estragos en órganos internos.
- Partículas beta: Emisión de electrones.
- Rayos gamma: Éstos son frentes de ondas electromagnéticas.

Una manera de observar el decaimiento por partículas beta es:



Todos estos decaimientos ocurren por emisiones de partículas beta. El Plutonio 239 es útil para mantener la reacción en cadena [12].

2.2.El proceso de fisión

Otto Hahn, Fritz Strassman y Lise Meitner comprobaron en 1938 el fenómeno de la fisión nuclear [16](figura 2.5), y consiste en hacer colisionar neutrones moderados en velocidad con el núcleo de un átomo para “romperlo” en dos más pequeños y liberar energía; la cual es utilizada en algunos tipos de reactores para transformarla en energía eléctrica.

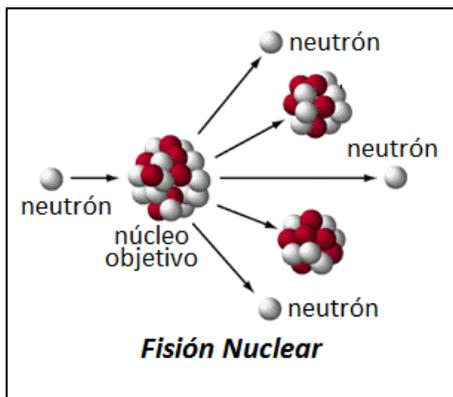
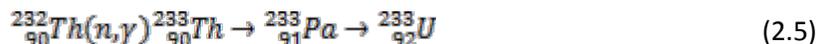


Figura 2.5. El proceso de fisión [14].

Un elemento es llamado fértil si éste es capaz de absorber un neutrón y convertirse en otro que sí lo sea [12]; como se muestra con el Torio en la siguiente ecuación:



Es por este método que se obtienen elementos físi­les de forma “fabricada”, ya que el único encontrado en la naturaleza es el ${}_{90}^{235}\text{U}$, y en concentraciones muy bajas (0.72% en el uranio natural) [12].

La diferencia entre un elemento fértil y uno fisionable (ej. ${}_{90}^{232}\text{Th}$ o ${}_{92}^{238}\text{U}$), es que, aun cuando ambos son capaces de inducir la fisión, en los primeros el promedio de neutrones emitidos por cada uno absorbido (η) es mayor a uno con neutrones incidentes a cualquier energía; además de ser capaces de fisionar con neutrones lentos. Si en un reactor se tuviesen únicamente elementos fisionables, η sería menor a 1, y no sería posible mantener la reacción en cadena.

2.3.Reactores nucleares

En una planta nuclear, tras haber obtenido energía calorífica del proceso de fisión, ésta se utiliza para calentar un fluido de trabajo y junto con una o varias turbinas generar electricidad. [15]

Las reacciones son controladas de manera que se tenga la mayor probabilidad de que se dé el proceso de fisión, y con esto mantener la reacción en cadena; la cual puede ser descrita en términos del “factor de multiplicación de neutrones” (k), y corresponde a la relación del número de neutrones de fisión en una generación entre el número de neutrones de fisión en la anterior. Este factor puede ser variado dependiendo de las necesidades que se tengan en el reactor nuclear. Si deseamos mantener el reactor operando a una potencia constante entonces $k=1$, y se dice que el reactor es crítico. Si queremos apagar o disminuir la potencia del reactor, entonces $k<1$, y se dice que el reactor es subcrítico. Si lo que deseamos es aumentar la potencia, entonces $k>1$, y decimos que el reactor es supercrítico. [12]

2.3.1. Componentes de un reactor nuclear.

El componente principal del reactor es el combustible, que consta de la combinación de átomos físi­les y de átomos fisionables, que en el caso del uranio son el U-235 y el U-238, respectivamente. El uranio es bombardeado con neutrones para generar la fisión, pero es necesario que sea enriquecido; proceso por medio del cual se incrementa la concentración de átomos físi­les (U-235) en el combustible. Las proporciones de enriquecimiento varían dependiendo del tipo de reactor, pero comúnmente oscilan entre el 3 y el 5% [16].

Una vez que se extrajo el mineral, el uranio, se somete a un proceso en el que se convierte a hexafluoruro de uranio UF_6 , y este compuesto es el que se somete a enriquecimiento. El combustible es introducido al reactor en forma de barras y una vez pasado cierto tiempo de irradiación se reacomodan para asegurar que se aproveche la mayor cantidad de uranio posible.

En el caso de reactores del tipo de alta temperatura, enfriados con gas (HTGR, por sus siglas en inglés), el combustible se encuentra encapsulado en pequeñas esferas denominadas LEU_TRISO;

en las cuales el uranio se encuentra recubierto por capas de carbón y dióxido de silicio, de manera que los productos de fisión puedan ser retenidos a altas temperaturas. El acrónimo corresponde a “*low enriched uranium triple coated isotropic*” [17].

Las esferas TRISO se componen de un núcleo o “kernel” de UO_2 con un diámetro de $500\ \mu\text{m}$ ³, una primera capa de carbón pirolítico ($40\ \mu\text{m}$), una capa de carburo de silicio (SiC, $35\ \mu\text{m}$), y una capa final de carbón pirolítico de $40\ \mu\text{m}$.

- Núcleo: Se le llama así a la región central del reactor, y es donde se llevan a cabo las reacciones nucleares. Dentro del mismo se encuentran el combustible, el refrigerante y el moderador.
- Moderador: Éste se encuentra únicamente en reactores térmicos, y se utiliza para reducir la velocidad de los neutrones de manera que se incremente la sección eficaz del núcleo a impactar, esto es, la probabilidad de que haya colisión. Por lo general se usa agua, agua pesada o grafito. El agua pesada puede obtenerse por electrólisis, destilación o por diversos métodos químicos.
- Refrigerante: Remueve el calor generado en el núcleo del reactor y comúnmente se utiliza para calentar otro fluido de trabajo, por lo que es necesario que adquiera y transmita calor rápidamente, además de no absorber neutrones; ya que en ocasiones el mismo refrigerante es utilizado como moderador. Comúnmente se utilizan dióxido de carbono y helio como refrigerantes, además del agua, agua pesada y sodio fundido [12].

Barras de control: Su función es absorber neutrones para controlar la potencia del reactor, y en dado caso detener completamente las reacciones en caso de que se incremente demasiado la temperatura del núcleo o se presente una situación en la que sea necesario apagar el reactor. Están hechas de aleaciones de boro o cadmio.

- Reflector: Regresa neutrones que de otra forma escaparían del núcleo, propiciando con esto incrementar la eficiencia del reactor.

Los componentes mencionados se encuentran todos dentro de la “vasija” del reactor, y antes de la denominada contención primaria; que es la primera barrera de seguridad para evitar la contaminación radioactiva del personal (ver Figura 2.6) [12].

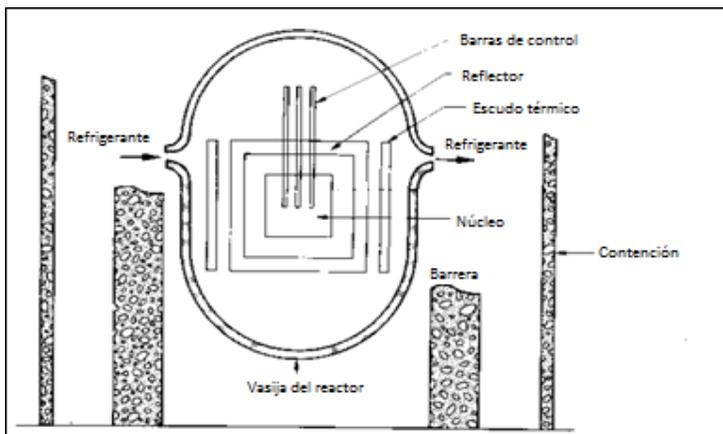


Figura 2.6. Diagrama con los principales componentes dentro de la vasija del reactor y la contención primaria⁴ [13].

³ $1\ \mu\text{m} = 1 \times 10^{-6}\ \text{m}$

⁴ Traducida de la imagen original.

2.3.2. Tipos de reactores

Básicamente los reactores se clasifican en reactores de potencia y experimentales. En los primeros se genera energía eléctrica o se utilizan como fuentes primarias en submarinos militares, en los del segundo tipo se realizan experimentos con materiales irradiados y se analizan características en particular de los reactores, así como su comportamiento bajo ciertas condiciones. Los reactores experimentales pueden también ser utilizados para producir isótopos radiactivos [19].

Dentro de los reactores de potencia, se tienen los siguientes tipos:

- LWR: Reactores de agua ligera (por sus siglas en inglés), utilizan agua tanto como moderador de la velocidad de neutrones, como se verá más adelante, y como refrigerante del combustible del reactor. Éstos se subdividen en reactores de agua hirviente, (algunos moderados por grafito, diseños soviéticos) [15], y reactores de agua a presión (PWR y VVER). En México existen dos unidades en Veracruz del tipo BWR⁵, y generan cerca del 5% de la electricidad total a nivel nacional [20].
- PWR: En este tipo de reactores se tiene agua ligera a presión junto con los ensambles; dentro de la vasija. Ésta tiene en promedio 15 [m] de altura y alrededor de 5 [m] de radio, con capacidad para 80 toneladas de UO_2 . Cabe resaltar que aún con las temperaturas alcanzadas dentro de la vasija el agua no bulle debido a la presión. El agua de la vasija es enviada a un intercambiador de calor donde cede energía calorífica a otro volumen de agua para después ser recirculada de nuevo al reactor. En el intercambiador de calor, el agua que recibió dicha energía se convierte en vapor y se envía a una turbina de vapor para generar electricidad.
- BWR: En este reactor el agua sí entra en ebullición dentro de la vasija del reactor, y es enviada directamente a la turbina, lo que reduce sus costos por no necesitar el intercambiador de calor.
- CANDU: El acrónimo de este tipo de reactores significa Canadá-Deuterio-Uranio. Existen varios reactores de este tipo: el ACR-1000 (generación III+), y los CANDU 6, con potencias de alrededor de 720 MW [21]. También se les llama reactores de agua pesada a presión. Estos reactores, en vez de ocuparse en enriquecer el uranio y usar agua natural como moderador, utilizan uranio sin enriquecer pero utilizan agua pesada como refrigerante y como moderador [12]. Cuentan con tubos de presión que atraviesan el reactor y dentro de ellos se sitúa el combustible, al mismo tiempo que el agua pesada que posteriormente se manda a intercambiadores de calor con la misma función que la de los PWR. (figura 2.7) El ACR-1000 ya utiliza uranio ligeramente enriquecido y agua ligera como refrigerante.

⁵ BWR: Siglas en inglés que corresponden a Boiling Water Reactor (Reactor de Agua en ebullición).

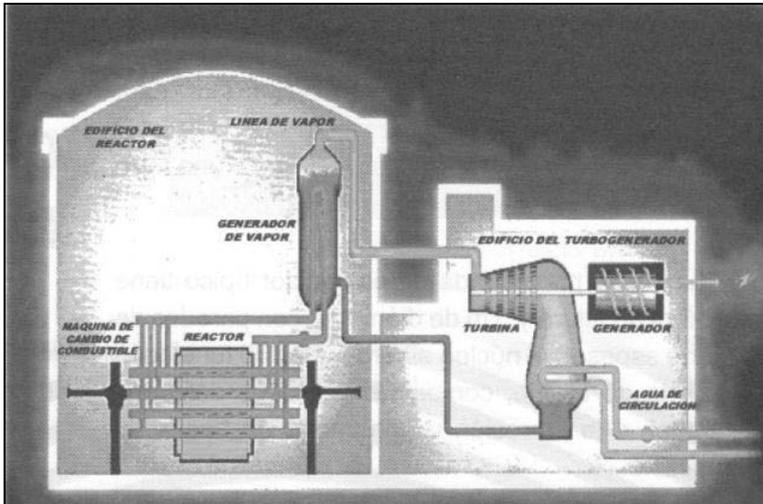


Figura 2.7. Esquema básico del PHWR (CANDU) [16].

- LMFBR: Reactor rápido de cría refrigerado con sodio líquido. En un reactor de cría el promedio de átomos físis producidos por cada átomo de combustible físil utilizado es mayor a uno (*breeding*), lo cual quiere decir que, además de proveer energía liberada por la fisión, producen más elementos físis que los que consumen (alrededor del 20%) [12]; esto es debido a que el ^{238}U

puede convertirse en ^{239}Pu , capturando un neutrón libre, y éste último es un isótopo físil. Este reactor tiene un combustible con un enriquecimiento de más del 20% y usa sodio líquido como refrigerante [16].

Con estos reactores no es posible utilizar agua o agua pesada como moderadores porque reducirían la velocidad de los neutrones, y con esto su energía; razón por la cual a veces se les llama reactores rápidos (*fast reactors*) [22].

- AGR: *Advanced Gas-cooled Reactor* (reactor avanzado refrigerado por gas). Utiliza CO_2 como refrigerante y grafito como moderador, también se les llama GCR. Utiliza uranio natural como combustible [22].
- HTGR: *High Temperature Gas Reactor* (reactor de gas de alta temperatura). Este tipo de reactores está siendo desarrollado en E.E.U.U. por la compañía General Atomics (GA). Es enfriado por helio y moderado por grafito [12].

Hay dos tipos de diseño HTGR, en función de la forma en la que se coloca el combustible dentro de la vasija del reactor. El primer tipo son los reactores llamados PBMR; el cual tiene la vasija del reactor a presión que soporta el núcleo donde se deposita el combustible en forma de esferas compuestas, a su vez, de partículas TRISO. Éste está rodeado a los lados por un reflector exterior de grafito. El núcleo del reactor tiene aproximadamente 360,000 esferas [23].

El reactor se alimenta continuamente con combustible nuevo o reutilizable en la parte superior. El combustible gastado se elimina por la parte inferior. Después de cada ciclo a través del núcleo del

reactor, las esferas de combustible se miden para determinar la cantidad de material fisil restante, si una de éstas todavía contiene una cantidad utilizable del material fisil, se devuelve al reactor por la parte superior, en un nuevo ciclo. Cada ciclo dura un poco más de tres meses.

Cada esfera pasa por el reactor cerca de diez veces y dura alrededor de 1000 días antes de que se gaste, por lo que en un reactor se utilizarán aproximadamente 13 cargas de combustible, suponiendo un total de vida útil de 40 años [23]. Una esfera de combustible con un peso aproximado de 200 [g] tiene únicamente 10 de uranio, mientras que lo demás está compuesto por las distintas capas de carbón pirolítico y carburo de silicio.

El segundo tipo de reactor HTGR contiene el combustible en ensamblajes prismáticos hexagonales, compuestos de partículas TRISO, que se introducen en la vasija del reactor. En éste, a su vez se tienen distintos diseños propuestos, entre los cuales destacan el diseño de referencia estadounidense y el japonés (Figura 2.8).

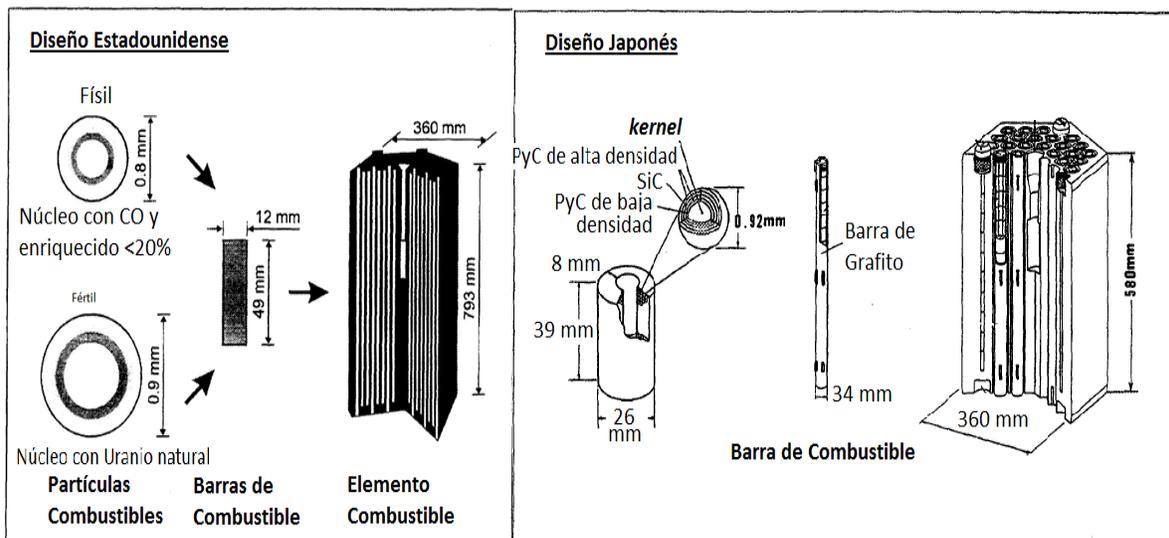


Figura 2.8. Ensamblajes para el combustible diseñados por E.E.U.U. y Japón. [24]

En la figura 2.9 se muestra el primer reactor japonés de prueba de alta temperatura (HTTR)⁶, del tipo HTGR de arreglos de combustible de bloques prismáticos. Es capaz de operar a temperaturas alrededor de los 950 [°C], y tiene una capacidad de 30 [MWt]. Utiliza Helio como refrigerante y cuenta con treinta columnas de elementos combustibles, junto con siete barras de control [25].

⁶ HTTR. "High Temperature Test Reactor".

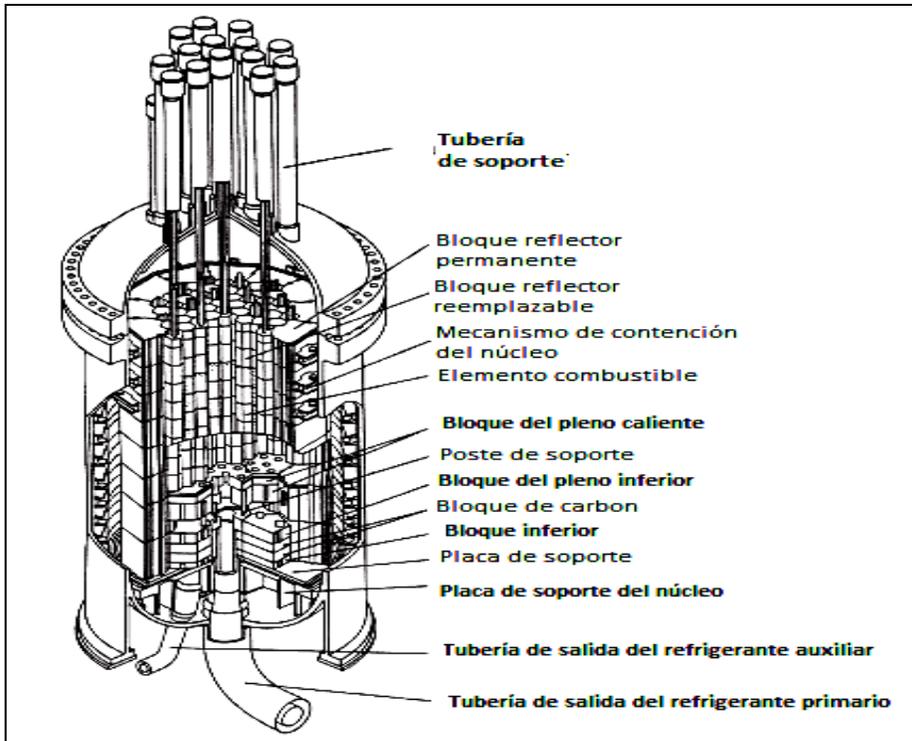


Figura 2.9. Corte del HTTR⁷ [26].

En los reactores HTGR, para la generación de electricidad se tienen turbinas de gas de ciclo Brayton cerrado, en el cual los gases de escape de la turbina tienen una mayor temperatura que la del aire del compresor, por lo que se coloca un intercambiador a contraflujo para que éstos calienten el aire y se logre con esto incrementar la eficiencia respecto a otro tipo de reactores.[28]

Actualmente se encuentra en desarrollo por parte de GA, el diseño de un reactor GT-MHR (reactor modular de helio de turbina de gas), que se espera tenga una capacidad de 285 MWe [29], con un arreglo de elementos combustibles como se muestra en la figura 2.10.

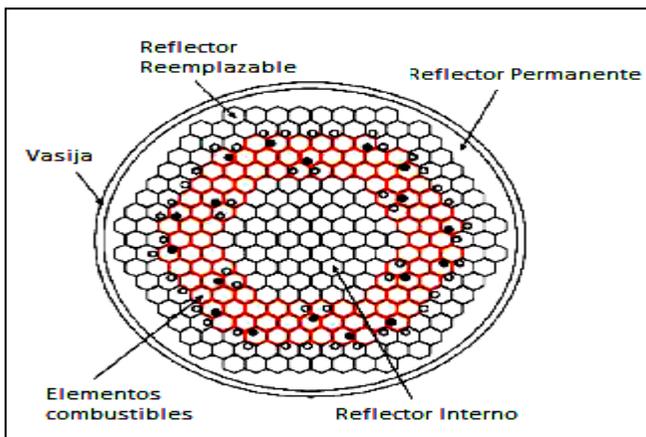


Figura 2.10. Geometría del GT-MHR⁸ [27].

⁷ Traducida de la original.

⁸ Traducida de la original.

La razón principal para considerar este tipo de reactores para la producción de hidrógeno por medio el ciclo S-I es debido a las altas temperaturas que puede alcanzar el núcleo (mayores a 850 [°C]) [12], necesarias para dicho proceso en la descomposición del ácido sulfúrico y, en menor proporción, para la descomposición catalítica del trióxido de azufre; etapas que se describirán más adelante.

El diseño de una planta de producción de hidrógeno acoplada a un reactor del tipo MHR se muestra en la figura 2.12.

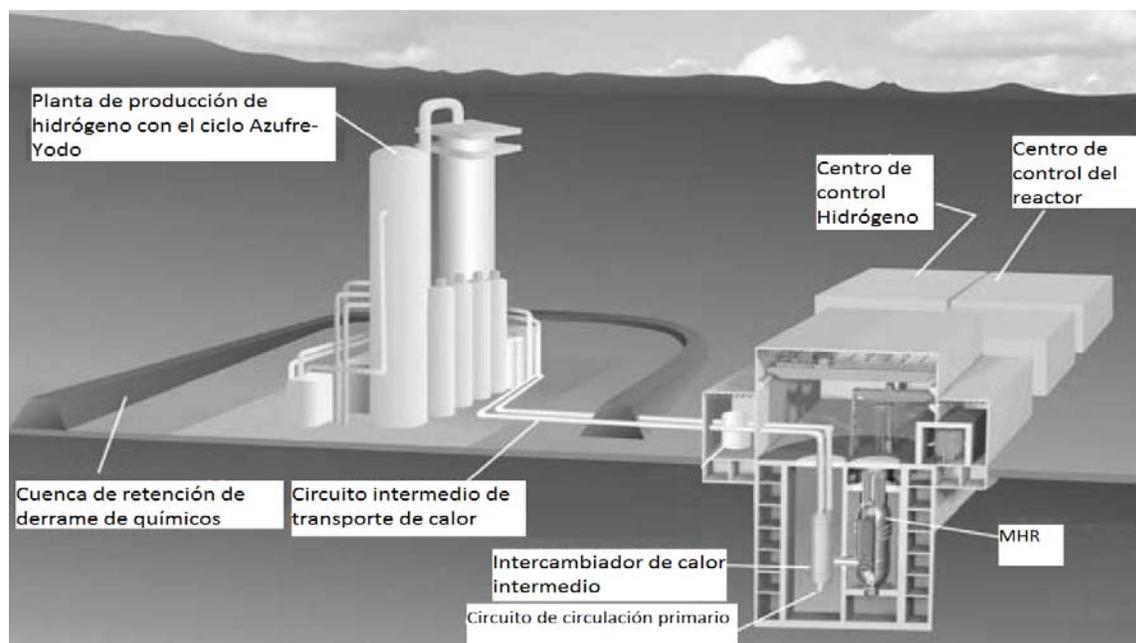


Figura 2.12 Producción de hidrógeno a base del ciclo SI acoplada a un reactor MHR [¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.].

Cronológicamente, los reactores se han clasificado de 1ª a 4ª generación, a medida que avanzaba la tecnología y se hacían cambios a los diseños (Figura 2.12).

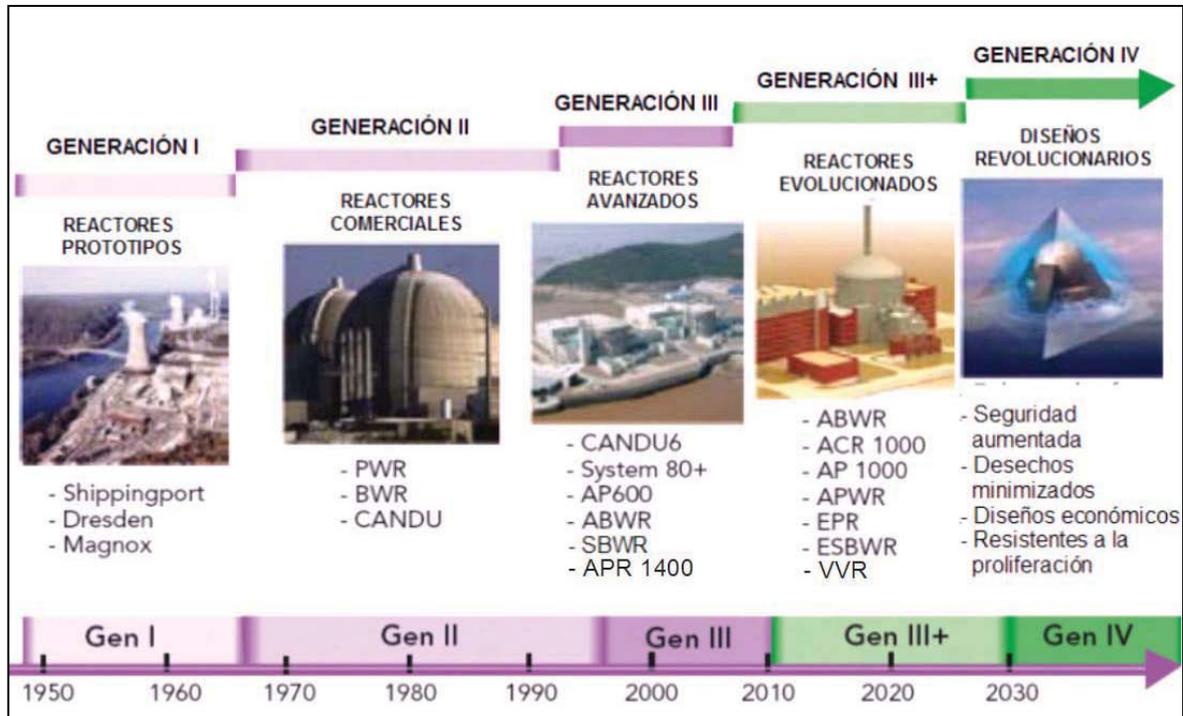


Figura 2.12. Avance en las generaciones de reactores nucleares [31].

Los reactores HTGR se encuentran dentro de la generación IV, y este tipo de reactores ofrecen varias ventajas competitivas, como las mejoras en materia de seguridad, disminución de desechos radiactivos, resistencia a la proliferación, etc. Existe además una amplia cooperación internacional para el desarrollo de este tipo de reactores. Se espera que algunos entren en operación alrededor del 2030 [31].

2.4. Aplicaciones de la energía nuclear.

En un principio la energía nuclear se aprovechó con fines bélicos, pero tiene una amplia gama de aplicaciones y ventajas lejos de la fabricación de bombas; las cuales se describirán brevemente a continuación.

Actualmente la energía nuclear se utiliza ampliamente para la generación de electricidad, teniendo a la reducción de gases de efecto invernadero como principal ventaja respecto a otras formas de generación. La más grande aplicación de la energía nuclear a sistemas motores ha sido para la propulsión de submarinos y portaaviones, aunque se estudian las posibilidades de introducir sistemas nucleares en la propulsión de naves espaciales también [12].

La producción de radioisótopos constituye una industria bastante grande debido a sus posibles usos para la preservación de alimentos, eliminación de plagas y procedimientos médicos especializados como el rastreo radiactivo.

Una de las aplicaciones que cuenta con mayores expectativas es la de desalinización del agua. Se entiende por desalinización nuclear la producción de agua potable a partir de agua de mar en una instalación en la que un reactor nuclear se utiliza como fuente de energía (eléctrica y/o térmica) para el proceso de desalinización. Esto se hace debido a los grandes requerimientos de energía de estos sistemas. Los más prometedores son la destilación a través de calor (*multi-stage flash destillation MSF*), termocompresión de vapor (TVC), ósmosis inversa y electrodiálisis [32].

2.5.Perspectiva mundial.

La energía nuclear representa el 15% del total de la capacidad eléctrica instalada a nivel mundial [36], y 30 países cuentan con centrales nucleares dentro de su parque de generación [37].

Se estima que la población actual de 6,800 millones de personas ascienda hacia los 9,000 millones en 2050, lo que evidentemente traerá consigo un incremento en la demanda energética, el cual se espera que se duplique de 2004 a 2030, pasando de 16,424 a 30,364 [MMWh] [39], de manera que si se pretende cubrir dichas “necesidades” de manera sustentable es necesario considerar métodos de generación de energía desligados a los métodos tradicionales.

Recientemente, en el ámbito internacional, se ha tenido un interés renovado en la energía nuclear debido a varios factores: la volatilidad de precios en los combustibles fósiles, la urgente necesidad de reducción de emisiones de GEI's, las mejoras continuas en los diseños de reactores, y en general el aumento de competitividad de esta forma de generación de energía en igualdad de condiciones.

La energía nuclear siempre se ha caracterizado por tener precios de construcción altos y costos de combustible y de operación y mantenimiento bajos, respecto a los combustibles fósiles; aunque, en países donde se tienen mercados desregulados, las plantas de carbón y gas natural ofrecen mayor competitividad debido a los bajos costos, aunque los costos de las plantas nucleares y las antes mencionadas pueden llegar a equipararse si se cuenta con créditos de emisión de carbono y otro tipo de incentivos gubernamentales [35].

Actualmente existen 44 plantas construyéndose en todo el mundo, principalmente en países como China, India, Corea y Rusia. En el caso de la India, el crecimiento de la capacidad nuclear ha sido lento e irregular, debido principalmente al embargo comercial de reactores nucleares y combustible nuclear de los países que integran al Grupo de Proveedores Nucleares (NSG, por sus siglas en inglés), en respuesta a la negativa de Nueva Delhi para adoptar el Tratado sobre la no Proliferación de Armas Nucleares (NPT, por sus siglas en inglés), que entró en vigor desde 1970.

Diversos países, entre ellos Francia, Rusia y Australia, están discutiendo los términos de cooperación y comercio de tecnología y combustible nuclear, así como el caso de cooperación tecnológica y comercial en materia de desarrollo de energía nuclear entre Francia y los Emiratos Árabes Unidos (EAU). En enero de 2008, las compañías francesas Areva, Suez y Total, firmaron un acuerdo para proponer a los EAU la construcción de dos reactores EPR en dicho país, con el primer reactor planeado para iniciar operaciones a partir de 2017. Asimismo, en enero de 2009, los EAU y los E.E.U.U. firmaron un acuerdo bilateral para la cooperación en materia de energía nuclear con

finés pacíficos, mediante el cual se pretende que los EAU logren acceder a significativas capacidades y experiencia en el uso pacífico de la energía nuclear, bajo los más altos estándares de seguridad y medidas de no proliferación de armamento nuclear. [36] Recientemente los EAU compraron 4 reactores a la compañía Korea Electric Power Co. (KEPCO) del tipo APR-1000, con capacidad de 1400 [MWe], y planeados para construirse en la región oeste del país [40].

Se consideran tres escenarios posibles para el crecimiento de la capacidad de generación eléctrica a base de tecnología nuclear: alto, bajo y de referencia; en los cuales se espera, según la WNA⁹, que para el 2030 se tengan 740, 284 o 542 GWe de capacidad instalada, respectivamente [41].

Para el año 2050, la Agencia de la Energía Nuclear (AEN) de la OCDE¹⁰ proyecta que la capacidad nuclear instalada será de entre 580 y 1400 GWe de capacidad eléctrica, comparado con los 372 [GWe] en el 2007 [39].

Estos escenarios dependen de la competitividad de la energía nuclear frente a otras formas de generación, pero se espera que ésta tenga un desarrollo considerable debido a diversos factores, como son:

- Reducción de los costos de construcción por medio de estandarización de los diseños.
- Reducción de costos de financiamiento y riesgo en las inversiones.
- Estabilidad de precios y de suministro energético de carga base.

Cada [MWh] de electricidad generado con tecnología nuclear evita la emisión de aproximadamente 1 MT de CO₂ si dicha energía hubiese sido producida con plantas de carbón convencionales o 0.6 MT en el caso de plantas de gas natural [43]. Además, el combustible empleado en una central nuclear no representa más del 5% del costo total de dicha planta, por lo que aun en el caso de que el uranio tuviese volatilidad de precios similar a la de los combustibles fósiles, no afectaría demasiado en la planeación y prospectivas de un país que considere a la energía nuclear dentro de su parque de generación.

2.6. Perspectiva en México.

En 1956 se estableció la Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN); la cual se encargaba de todas las aplicaciones energéticas y no energéticas de actividades nucleares en el país, exceptuando el uso de radioisótopos y la generación de electricidad. Esta última actividad quedó a cargo de la Comisión Federal de Electricidad [42]. Los programas con los que inició la CNEN fueron nueve: Física nuclear, Educación y Capacitación, Seminarios, Reactores, Radioisótopos, Aplicaciones Industriales de la Radiación, Agronomía, Genética y Protección Radiológica. Su principal objetivo era planear y realizar investigación y desarrollo en el campo de las ciencias y tecnologías nucleares, así como promover los usos pacíficos de la energía nuclear y difundir los avances para vincularlos al desarrollo económico, social, científico y tecnológico del país.

Más tarde la CNEN se transformó en el Instituto Nacional de Energía Nuclear (INEN), que a su vez se dividió en 1979 en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), Uramex, la

⁹ WNA. "World Nuclear Association".

¹⁰ OCDE. Organización para la cooperación y el desarrollo económico.

Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas (CNSNS) y la Comisión Nacional de Energía Atómica, que nunca entró en función. El objetivo principal del ININ se mantuvo intacto al de la CNEN. Al mismo tiempo se publicó en el Diario Oficial de la Federación la Ley Reglamentaria del art. 27 constitucional en materia nuclear [44].

Algunos de las instalaciones con los que cuenta el ININ son:

- Reactor nuclear de investigación TRIGA Mark III.
- Acelerador de iones Tandetrón.
- Acelerador de electrones Pelletron.
- Irradiador industrial y dos irradiadores gamma experimentales.
- Laboratorio de Materiales: corrosión, mecánica de fractura y pruebas no destructivas de materiales.
- Planta de Producción de Radioisótopos [44].

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas se creó como un órgano desconcentrado dependiente de la Secretaría de Patrimonio y Fomento Industrial, con el objeto principal de aplicar las normas de seguridad nuclear, física, radiológica y salvaguardas, para que el funcionamiento de las instalaciones nucleares radiactivas y de laboratorios se lleven a cabo con la máxima seguridad para los habitantes del país [46].

En cuanto a la generación de electricidad mediante energía nuclear, actualmente se tienen dos reactores del tipo BWR generando aproximadamente el 5% del total de electricidad del país; el primero comenzó operaciones en 1990 y el segundo en 1995. Ambos se encuentran en la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV), y cada uno tiene capacidad de 682.44 MW. El sistema nuclear de suministro de vapor fue adquirido a General Electric y el Turbogenerador a Mitsubishi Heavy Industries.

Recientemente se realiza la ejecución del proyecto de Rehabilitación y Modernización de la CNLV con lo que se contempla un Aumento de Potencia, que consiste en incrementar su potencia en un 20% adicional al de la potencia original de diseño. Como resultado de este proyecto, varios equipos y componentes de gran tamaño serán reemplazados por otros nuevos de mayor capacidad o mejores características.

En cuanto a la planeación de la expansión del sistema eléctrico nacional, se tienen contemplados varios escenarios en los que se reduzca la dependencia del gas natural (principalmente por su gran volatilidad), y las emisiones de carbón.

En 2004 se ratificó el protocolo adicional al Tratado de No Proliferación Nuclear, y en la Constitución está establecido que la energía nuclear será utilizada únicamente con fines pacíficos [46].