

Capítulo 5

GENERADORES DE VAPOR DE PLANTAS NUCLEARES

La generación de energía eléctrica mediante energía nuclear es una técnica que difiere considerablemente de las plantas que queman combustibles fósiles y requiere tipos especiales de operadores, así como equipos de inspección y mantenimiento. Los sistemas de energía nuclear dependen de la fisión controlada de combustible nuclear como fuente de calor en vez de una caldera que quema combustible fósil. Sin embargo, ambas usan un medio para suministrar calor, y este medio transfiere el calor bien directamente a un reactor de agua en ebullición o indirectamente a un reactor de agua presurizada, para hacer vapor que es después utilizado por un turbogenerador de vapor.

El proceso de fisión implica separación atómica, y éste es el término de energía atómica comúnmente usado al describir el proceso de generación de energía nuclear.

ESTRUCTURA ATÓMICA Y ENERGÍA ATÓMICA

Una breve revisión de la fuente de energía atómica y los riesgos especiales implicados al generar energía se ofrece como material introductorio para un mayor estudio de textos avanzados en este tema.

Una revisión de la estructura del átomo revelará que el núcleo está formado por protones y neutrones definidos como sigue:

Un *protón* es una *partícula de materia cargada positivamente*. Hay normalmente en el núcleo un protón por cada partícula cargada negativamente o electrón que gira alrededor del núcleo. El protón cargado positivamente atrae al electrón cargado negativamente girando alrededor del núcleo, y esto evita que el electrón salga despedido por la fuerza centrífuga, justamente lo mismo que la Tierra mantiene su órbita alrededor del Sol por fuerzas gravitatorias.

Un *neutrón* es materia sin carga eléctrica del núcleo y pesa aproximadamente lo mismo que un protón. Hay una fuerza de sujeción fuerte que mantiene unidos a protones y neutrones. El número de neutrones no es fijo, sino que varía con los átomos, aunque éste no afecta al número atómico. Los neutrones no afectan a las

propiedades químicas de los elementos, como sí lo hacen los protones y electrones. Como los neutrones no tienen carga, son muy útiles en las aplicaciones de bombardeo nuclear. Se desplazan en línea recta hasta que entran en contacto con otra materia. Esto los hace muy útiles para separar el núcleo de un átomo.

Los *electrones* son partículas cargadas negativamente un poco más ligeras que los protones. De hecho pesan cerca de 1/1.800 del peso de un protón. Los electrones están dispuestos en anillos alrededor del núcleo, con un número definido de electrones por anillo. Esto es, el primer anillo aloja dos electrones, el segundo, ocho, el tercero, dieciocho, hasta alcanzar un máximo de 32. El número total de electrones en un átomo es igual al número de protones en el núcleo, que es también el número atómico del átomo. El uranio tiene el número atómico más elevado con 92 y, por tanto, también tiene el mayor número de electrones rodeando al núcleo.

El material que es capaz de capturar neutrones y además romper un átomo en dos o más partículas se llama material fisionable. El uranio 235, uranio 233 y plutonio 239 son materiales fisionables. Cuando un átomo se rompe por un neutrón que se desplaza a gran velocidad de forma que dos o más fragmentos se separan del átomo, esto se llama fisión.

Durante la fisión, se desprenden de dos a tres neutrones del átomo roto. Una reacción en cadena es el resultado de lo siguiente: si uno de estos neutrones libres es capturado por otro átomo y produce la fisión de ese átomo y después a su vez se produce otro neutrón libre para entablar una reacción en cadena de fisión. La relación del número de neutrones que causa fisión, al número de neutrones inicialmente producido se llama *efecto multiplicativo* (multiplicación de efectivos).

La ley fundamental de la física en la cual se basa una reacción nuclear es la ley de Einstein, que interrelaciona la masa con la energía: la energía es igual a la masa por el cuadrado de la velocidad de la luz ($E = mv^2$). Uno debe darse cuenta, sin embargo, que el término velocidad es la de la luz. Se ha establecido, por ejemplo, que una libra (450 g) de uranio 235, cuando choca con un (proyector) neutrón, explotará para formar átomos más ligeros y neutrones separados. Algo de esa masa, cerca de 1/1.000 de libra (0,454 g) se pierde en forma de energía que es equivalente a cerca de 11,4 millones de kWh de energía. Muchos otros principios de física nuclear están implicados en una reacción nuclear, pero están más allá del alcance de este libro.

El método actual de generación de energía nuclear es por fisión o separación del núcleo de ciertos átomos pesados al bombardearlos con neutrones. Golpeando el núcleo del isótopo 235 del uranio, estos neutrones se separan del átomo para formar nuevos elementos, tales como el kriptón y bario, desprendiendo energía en forma de calor y liberando neutrones adicionales del núcleo que pueden bombardear otro núcleo para mantener la reacción (en cadena) funcionando. Otro átomos que fisionan son el uranio 235, torio, plutonio y uranio 238.

La Figura 5.1 es un esquema del ciclo indirecto, donde el refrigerante del reactor transfiere calor a un líquido separado que trabaja en un generador de vapor. Éste es un sistema de reactor de agua presurizada (PWR). En un ciclo directo, el refrigerante calentado es vapor de agua y éste se utiliza como medio de trabajo en un turbogenerador de vapor.

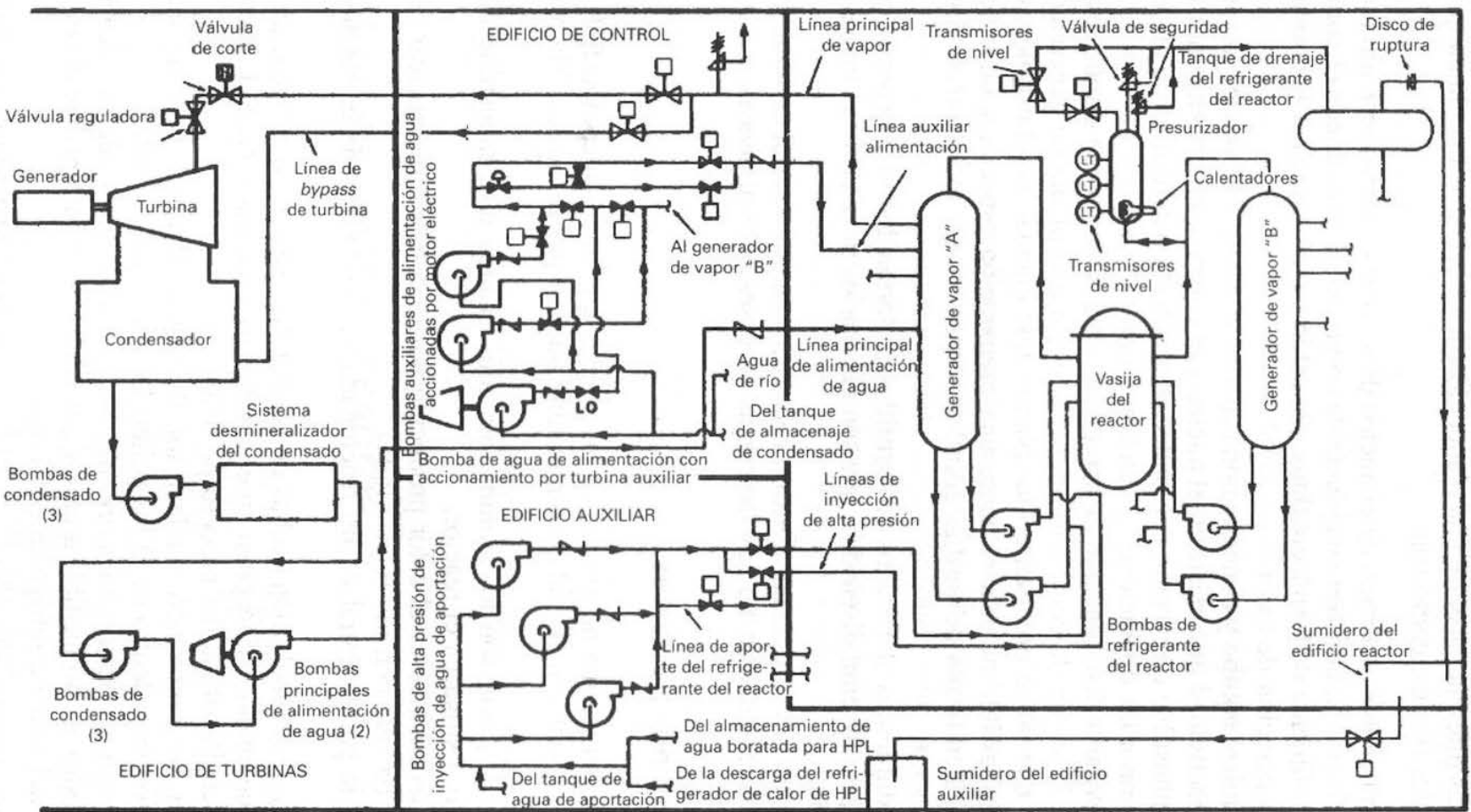


Figura 5.1. Esquema de una planta nuclear de generadores de vapor indirecto usando agua presurizada como refrigerante y dos cambiadores de calor como generadores de vapor. (Fuente: Registro Federal.)

Hay muchas diferencias entre una planta eléctrica nuclear y una planta que quem combustibles fósiles, como son:

1. El combustible insertado en el núcleo de un reactor permanece allí un largo período comparado con una planta de combustible fósil donde el combustible se alimenta de forma continua a la caldera para mantener la combustión o la generación de calor.
2. Se requiere equipo y manutención especial en una planta nuclear a causa de la radiactividad que existe en el núcleo y el equipo que está en contacto con el combustible o reacción del núcleo. Esto afecta a la técnica de inspección así como a las operaciones y mantenimiento.
3. Para evitar la diseminación de la radiactividad, se requieren diseños especiales de la vasija de contención del reactor en una planta de generación nuclear, que no se precisan en las plantas que queman combustibles fósiles.
4. El combustible nuclear requiere una preparación especial y un procesado especial en forma de varillas cilíndricas antes de ser insertado en el núcleo del reactor.
5. Procedimientos elaborados de seguridad en forma de instrumentos y controles especialmente diseñados, que son necesarios para evitar el riesgo de radiación.
6. Como no hay aire de combustión necesario para quemar al combustible, ya que éste es nuclear, no hay descargas de gases por chimeneas.

Algunos términos nucleares

Éstos se presentan ya que no existen en las plantas que queman combustible fósil.

Crítico es el punto en el cual el combustible nuclear puede mantener la reacción en cadena.

Productos de fisión son los átomos formados cuando el combustible nuclear, como el uranio, fisiona en el reactor.

Calor de decadencia es el calor producido por el combustible nuclear después que el reactor ha sido cerrado (clausurado).

Núcleo es la parte central de un reactor nuclear que contiene el conjunto del combustible.

Las barras de control están hechas de un material especial que puede absorber neutrones y que cuando se insertan en el combustible nuclear cortan el reactor nuclear al producir la parada del proceso de fisión.

Las barras de combustible nuclear son de forma cilíndrica y de un material especial que contiene dentro de él los pellets de combustible nuclear.

La cubierta en las plantas nucleares de combustible uranio es de una aleación de circonio que rodea al combustible uranio y que actúa como barrera ante el combustible y el agua del sistema refrigerante del reactor.

Máxima dosis permisible (MPD) es el límite legal de exposición a la radiación al que una persona puede someterse en una central nuclear según lo establece la NRC (National Regulatory Commission). Para el público, en general, el límite es 500 milirems por año. Para trabajadores de plantas nucleares es de 5.000 milirems por año.

Milirem es la unidad utilizada para la medida de dosis de radiación y se define como la milésima parte del rem, donde rem o equivalente hombre roentgen es una medida de radiación que indica el impacto potencial sobre las células humanas.

Nuclear Regulatory Commission (Comisión Reguladora Nuclear) es una agencia del gobierno federal de EE. UU. que establece la normativa de seguridad y supervisa las inspecciones de plantas nucleares de generación, a causa del riesgo interestatal inherente de que pueda ocurrir un accidente nuclear.

Sistema de eliminación del calor residual es una serie de bombas y cambiadores de calor que eliminan el calor del reactor después de que el proceso de fisión ha parado y el reactor nuclear ha sido cerrado.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo es un sistema de retroalimentación del agua refrigerante diseñado para enfriar el reactor en caso de fallos del sistema primario de refrigeración.

Refrigerante primario es el agua que transfiere el calor de la reacción nuclear bien al vapor, como en un reactor de agua en ebullición, o a un bucle de refrigerante secundario con cambiador de calor para hacer vapor, como en un reactor de agua presurizada.

Dosímetro es un instrumento usado por el personal para medir la cantidad de radiación recibida en un tiempo determinado.

Radiactividad es la capacidad de algunos elementos para dar espontáneamente energía en forma de ondas o partículas cargadas. La radiación puede ser de rayos alfa, beta o gamma.

Radiación alfa (α) es el tipo menos penetrante y puede ser detenida por una hoja de papel.

Radiación beta (β) es emitida por el núcleo de un átomo durante la fisión, pero su penetración puede ser detenida por un cartón de cierto espesor.

Radiación gamma (γ) es emitida también desde el núcleo, tiene capacidad de penetración profunda y sólo puede ser detenida por un escudo protector pesado como plomo u hormigón.

Radiación de fondo es la radiactividad que tiene lugar de forma natural para la zona particular considerada.

TIPOS DE SISTEMAS DE REACTOR

Las vasijas del reactor se usan para alojar los elementos de combustible en una planta nuclear donde tiene lugar la reacción en cadena de la fisión nuclear. Los elementos más comunes a la mayoría de tipos de reactor son vasijas o recipientes del reactor, elementos de combustible, refrigeradores, moderadores y varillas de control de reacción. Véase la Figura 5.2 de la página siguiente.

Los reactores se clasifican generalmente según el tipo de refrigerante utilizado para extraer el calor de la reacción de fisión nuclear. Los más comunes son el reactor de agua presurizada, el reactor de agua en ebullición, el reactor de agua pesada, el reactor refrigerado por gas y el reactor refrigerado por un metal (sodio).

La Figura 5.3.a de la página 171 muestra un esquema de reactor de agua en ebullición (BWR), donde el agua calentada por la reacción nuclear del reactor se evapora en la misma vasija a presión y después se dirige al turbogenerador de vapor.

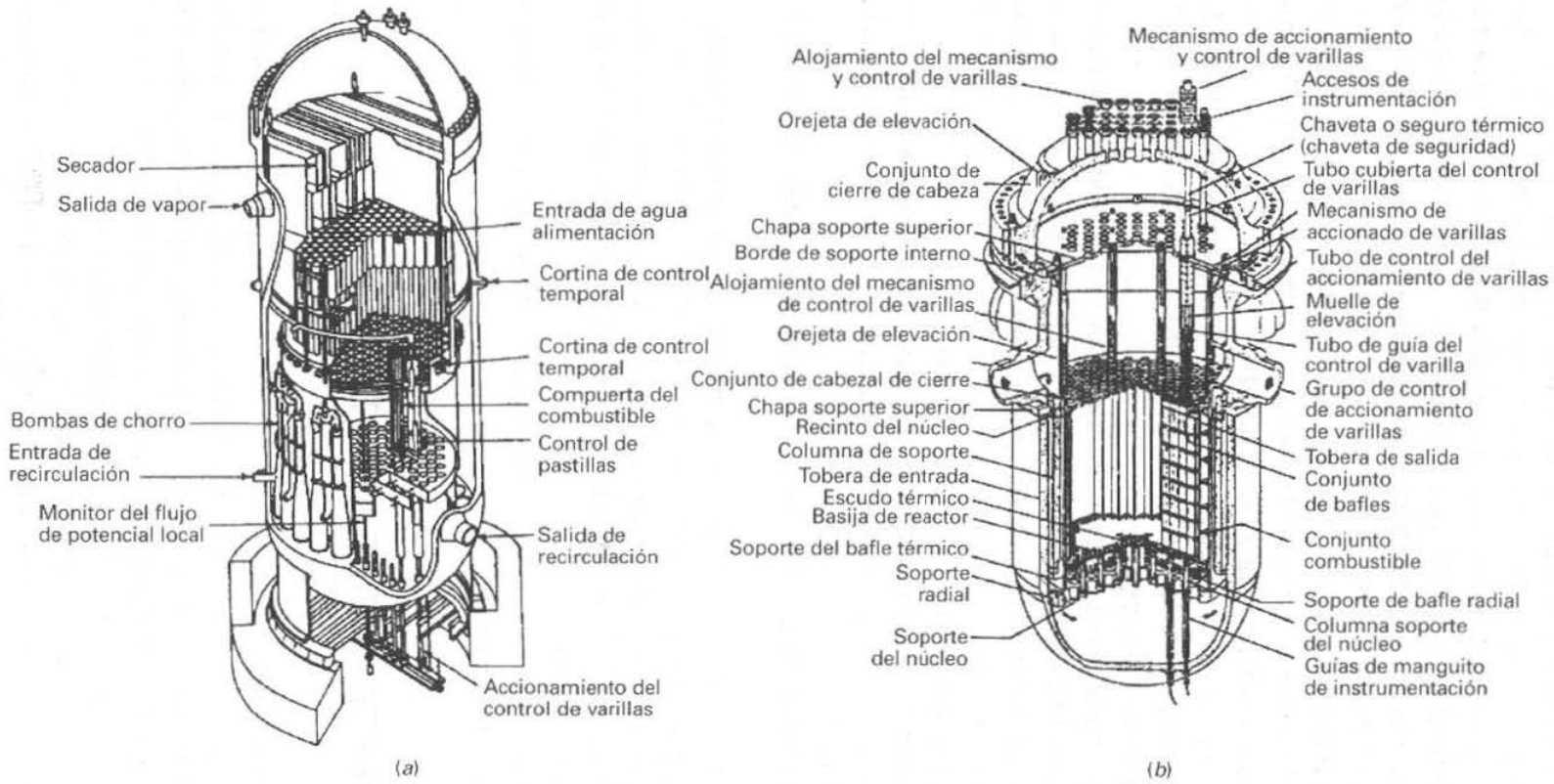


Figura 5.2. Partes internas de los reactores. (a) Del tipo de agua en ebullición (BMR). (b) Del tipo de agua presurizada (PWR).

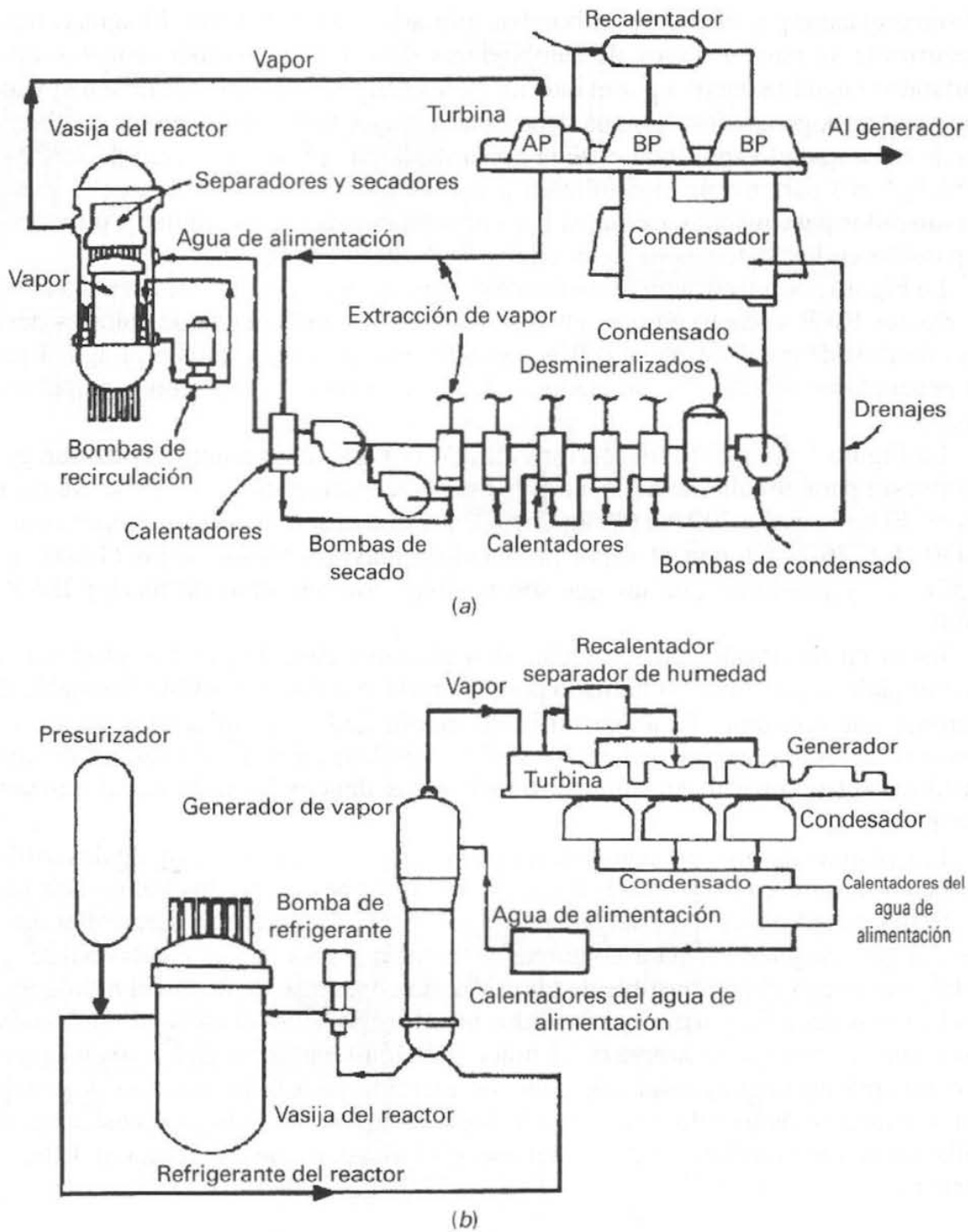


Figura 5.3. Dos sistemas de reactor nuclear comúnmente usados para generador de electricidad. (a) Reactor de agua en ebullición (BWR). (b) Reactor de agua presurizada (PWR).

El vapor se condensa, pasa a través de los calentadores de agua de alimentación y retorna al reactor por medio de la bomba de alimentación.

La Figura 5.3.b ilustra un esquema del reactor de agua presurizada (PWR). El refrigerante es agua a alta presión que se bombea a través del núcleo del reactor para

eliminar el calor por medio de las bombas primarias de refrigerante. El agua caliente presurizada se pasa a través de cambiadores de calor agua-vapor, con los tubos portando el agua radiactiva por el interior de los cambiadores que contienen el vapor que va al turbogenerador. El agua debe estar a mayor temperatura en los cambiadores de calor que el vapor, con el agua presurizada en el reactor a cerca de 2.200 psi (154 kg/cm²) para evitar la ebullición a las altas velocidades del agua. Se usa un presurizador para mantener el agua bajo presión constante; es similar a un vaso de expansión en los sistemas de agua a presión y alta temperatura.

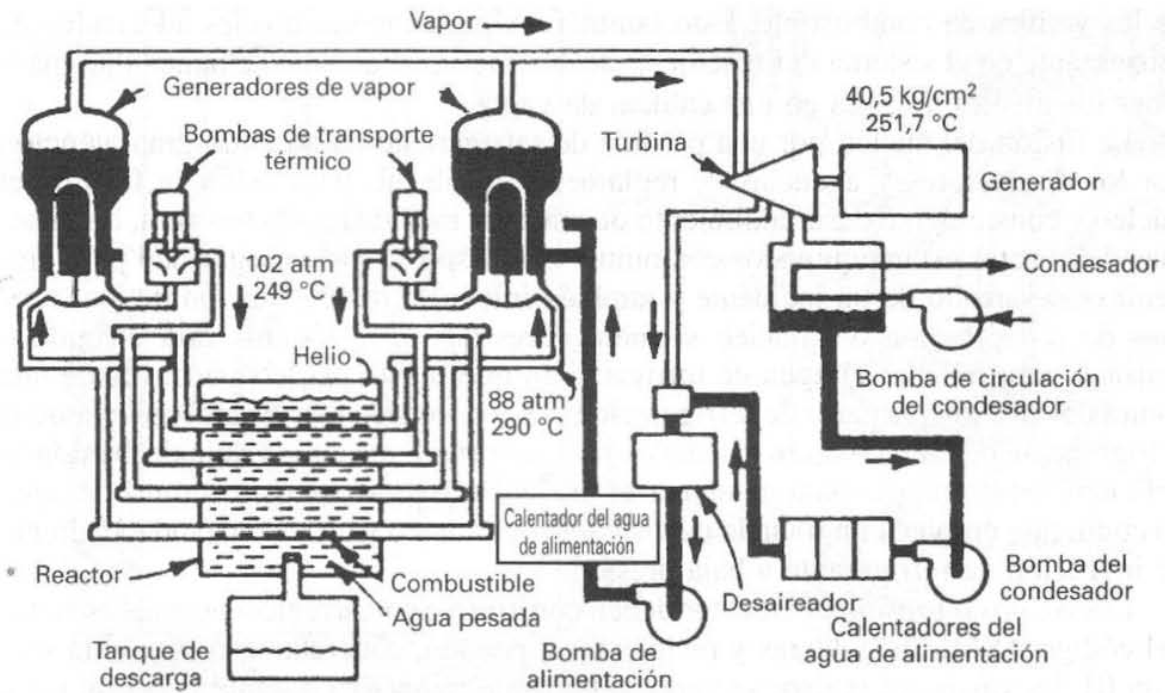
La Figura 5.4.a ilustra un esquema de reactor de agua pesada que asemeja al tipo de reactor PWR excepto en que, en este sistema, la transferencia de calor es desde los cilindros de combustible al refrigerante de agua pesada y después al agua ligera en generadores de vapor o cambiadores de agua a vapor. Este diseño es popular en Canadá.

La Figura 5.4.b ilustra un reactor enfriado por gas. Este sistema utiliza un gran compresor para circular de helio a través del núcleo del reactor y los generadores de vapor. El helio está a 700 psi (49 kg/cm²) de presión absoluta y a una temperatura de 1.430 °F (776,7 °C), con el vapor producido a mayores temperaturas (1.000 °F = 538 °C) y presiones que las que son posibles con los tubos de reactor BWR o PWR.

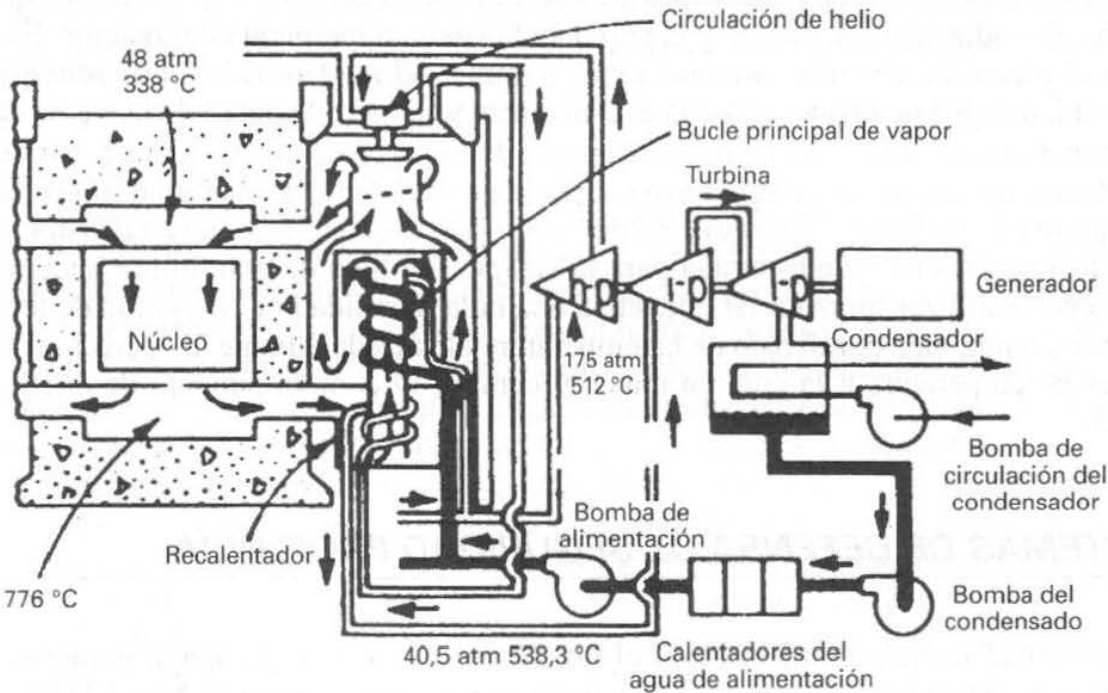
Están en desarrollo reactores patrón o patrones para generación eléctrica. El reactor padre o patrón es así llamado porque produce más combustible fisionable del material que consume. El ahora utilizado uranio 238 y los minerales de torio se convertirían en un reactor padre, a través del bombardeo de neutrones, en un combustible nuclear a partir del suministro menguante del combustible actual utilizado, uranio 235.

Las plantas de fusión están todavía en las etapas conceptuales y de desarrollo. La fusión requiere temperaturas hasta de 100 millones de grados Fahrenheit para los cuales no se conoce material que pueda resistirlas. Es necesario desarrollar intensos campos magnéticos para continuar y también para obtener el plasma de gas hidrógeno que es el combustible de la fusión. En el proceso de fusión el hidrógeno o sus isótopos deuterio y tritio son fundidos para formar helio, el elemento más próximo y mayor en la escala atómica. La unión o fusión tiene lugar en hornos nucleares que generan un intenso calor que debe ser extraído para la producción de energía útil. Un intenso desarrollo está teniendo lugar en todo el mundo en un esfuerzo por hallar un método económico de extraer energía útil a partir de una reacción de fusión nuclear.

Calor generado. El calor producido en un reactor nuclear se expresa usualmente en muchos megawatios de potencia. El calor producido depende del flujo térmico o flujo de neutrones desarrollado en la reacción nuclear en cadena por unidad de volumen, la energía producida por fisión y similares criterios físicos nucleares. Uno concerniente a los reactores nucleares, que es similar al caso de los generadores de vapor calentados por combustibles fósiles, es la posibilidad de daño por sobrecalentamiento. Los factores limitantes son los límites de temperatura impuestos sobre los conjuntos de combustibles para evitar el daño por sobrecalentamiento de las cubiertas del combustible y/o fusión del óxido de combustible. Estos factores también influyen en los caudales de refrigerante para evitar los daños por sobrecalentamiento



(a)



(b)

Figura 5.4. Esquemas de reactores de agua pesada y helio. (a) El reactor de agua pesada usa el flujo de agua a través de los tubos de las varillas de combustible y el agua pesada como moderador en el reactor. El helio se usa como colchón de expansión. (b) Este sistema de reactor enfriado por helio gas usa el helio como refrigerante y para los cambiadores de calor de vapor.

de las varillas de combustible. Esto también exige mantener niveles adecuados de refrigerante en el sistema del reactor, exactamente igual a como se tienen que mantener los niveles de agua en una caldera de vapor.

La fusión del núcleo por una pérdida de refrigerante ha recibido gran atención por los diseñadores y agencias de reglamentación legal. Para evitar la fusión del núcleo y consiguiente desprendimiento de material radiactivo a la biosfera, los sistemas del reactor están equipados con numerosos dispositivos de seguridad para prevenir el desarrollo de un incidente y también iniciar la realimentación de los sistemas de refrigeración del núcleo si fuera necesario. Este sistema está dirigido o pensado para rellenar el agua de refrigeración que puede perderse a través de una rotura del sistema primario de refrigeración. Todos los sistemas de emergencia de la refrigeración del núcleo están diseñados para inyectar agua en la vasija de presión lo suficientemente rápido para mantener el núcleo refrigerado. Los reactores de agua en ebullición emplean un rociado o *spray* sobre el núcleo y un sistema independiente de inyección de refrigerante a baja presión.

Las *vasijas a presión* del reactor deben construirse con arreglo a normas estrictas del código ASME de calderas y recipientes a presión, concretamente según la sección III. La vasija del reactor se vuelve altamente radiactiva durante la operación a causa de la captura de neutrones. Escudos macizos biológicos se usan para rodear la vasija a presión del reactor.

Los *escudos térmicos* son capas de acero, u otras formas de protección, que están colocados entre el núcleo y la pared de la vasija o recipiente del reactor. Esto tiene el efecto de absorber algunos rayos gamma del núcleo, así como reducir la intensidad de los neutrones rápidos que alcanzan y llegan a la pared de la vasija del reactor. El bombardeo con neutrones rápidos de la pared de la vasija puede producir efectos de radiación a largo plazo sobre el material de la vasija, como fragilidad a largo plazo de tiempo. En el diseño del reactor, este efecto se tiene en consideración asignando una vida esperada para la vasija. También de gran importancia en el diseño es utilizar un material que tenga una nula ductilidad de transición de temperatura, o ndt, bien por debajo de la temperatura alcanzada durante la operación. La ndt es la temperatura a la cual un material cambia su comportamiento de dúctil a frágil.

SISTEMAS DE DEFENSA DE SEGURIDAD PROFUNDA

La seguridad nuclear comienza con el diseño de una planta que tenga numerosas defensas y sistemas redundantes para evitar un accidente imprevisto. Véase la Figura 5.5. El diseño incorpora requerimientos estrictos de control de calidad que son, como mínimo, los requisitos legales. Los sistemas protectores incluyen dispositivos de instrumentación y medida que están constantemente vigilando y controlando zonas vitales de la planta y que son capaces de asegurar a la planta contra las anomalías de operación. Los sistemas de seguridad múltiple se usan también para proteger la planta de los accidentes previstos. Véase la Figura 5.5.a que muestra un esquema del sistema en un reactor de agua en ebullición que proporciona una defensa contra el escape de material radiactivo del reactor al medio ambiente.

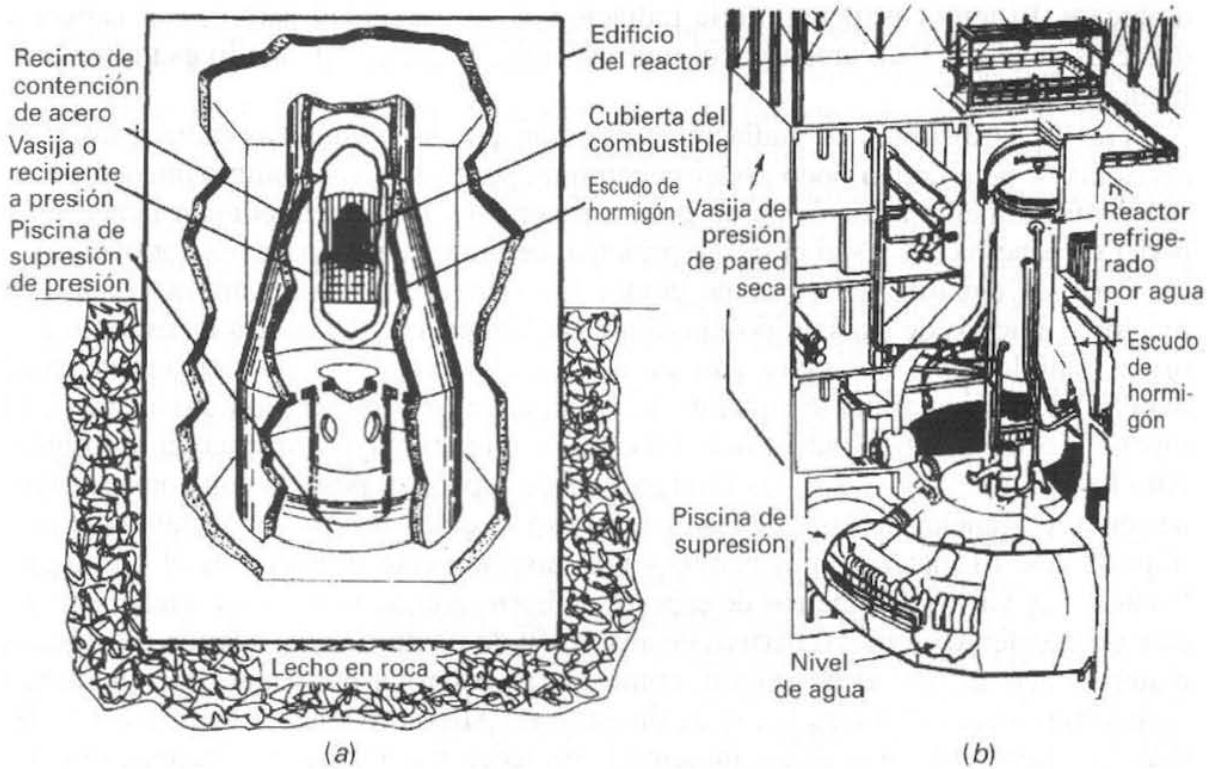


Figura 5.5. (a) La vasija del reactor está rodeada por una contención defensiva en profundidad. (b) Las piscinas sobrepresionadas se utilizan para condensar vapor de una fuga del reactor en la vasija de contención, lo cual limita las presiones y volúmenes requeridos en la vasija de contención.

La *vasija de contención* es una vasija de acero a presión de pared delgada cilíndrica o esférica rodeando el escudo protector. Su propósito es acomodar la energía desprendida por una fisión repentina e incontrolada en la eventualidad de un accidente del reactor. Como el personal trabaja dentro, la vasija debe estar provista de puertas y cierres de acceso. La presión en el interior se mantiene por debajo de la atmosférica de modo que cualquier fuga de gas radiactivo del reactor es retenida en la vasija y pasa a través de filtros especiales y conductos monitorizados.

El *sistema de contención* de presión-sobrepresión elimina la necesidad de una gran vasija de contención, al menos en el caso de los reactores enfriados por agua. En vez de ello, la vasija a presión del reactor y sus bombas y tuberías asociadas están encerradas en una segunda vasija a presión dimensionada para acomodar el vapor formado en la eventualidad de una rotura de tubería o vasija. Los conductos están conectados a esta vasija exterior. Conducen a una piscina anular en sobrepresión en la cual se condensa el vapor. Los productos arrastrados de la fisión son eliminados después por absorción.

Escudo térmico y biológico: riesgo de radiación. El riesgo de radiación en las plantas nucleares ha recibido amplia publicidad, pero la extensión de la exposición se hace significativa solamente cuando el cierre de la contención a presión se agujerea. Los problemas de disposición de los residuos están bajo control, pero el efecto a largo plazo del almacenaje es un tema que concierne a los especialistas del medio

ambiente. El temor principal de la radiación es su capacidad para causar cáncer y defectos genéticos; sin embargo, el umbral límite requerido para ello es un tema de medicina.

Tres tipos distintos de radiación se emiten por las sustancias radiactivas. Los rayos alfa y beta tienen poco poder penetrante, pero los rayos gamma pueden penetrar profundamente a través de un gran espesor. Los neutrones también tienen gran poder de penetración y son el riesgo principal de la radiación en un reactor operativo.

Para salvaguarda del personal contra los neutrones, rayos gamma y calor, el reactor y muchos de sus equipos auxiliares deben encerrarse dentro de escudos térmicos y biológicos. Los rayos gamma pueden absorberse por un cierto número de materiales, particularmente aquellos de gran densidad como el plomo o el acero. El mismo efecto se obtiene utilizando un espesor mucho mayor de agua en hormigón. Para los reactores terrestres, las limitaciones de espacio y peso no son consideraciones de importancia. El coste de los materiales y la construcción son usualmente más importantes. El material más barato y más ampliamente utilizado es el hormigón. Cuando hay varios decímetros de espesor de hormigón, se tiene una barrera biológica y un excelente escudo o barrera de absorción de neutrones. La adición de algunas materias más densas al hormigón, como hierro o barita, aumentará localmente el escudo o protección contra la radiación gamma. Alternativamente la utilización del más caro hormigón magnético aumenta la protección contra ambos rayos gamma y neutrones.

La intensidad de la radiación sigue la ley inversa del cuadrado de la distancia al foco, cuando esta distancia aumenta. Por otra parte, el monto o magnitud de la protección puede reducirse construyendo el escudo a una mayor distancia del núcleo. Como el hormigón no es capaz de soportar una gran cantidad de calor, se construye un escudo térmico entre el escudo principal y el reactor. Puede ser de acero o una vasija separada de hormigón delgado o fino. Deben preverse canales de refrigeración en la vasija de hormigón para eliminar el calor. El mayor problema es evitar los caminos de fugas de radiación por donde van las tuberías de entrada y salida del refrigerante, así como de las varillas de control y otros materiales que parten del reactor. Deben preverse unas etapas anulares para evitar una línea de perspectiva o camino directo.

Control e instrumentación. La energía potencial de la masa de combustible en un reactor nuclear y la actividad letal de muchos productos de fisión exigen unas medidas de seguridad más restrictivas que en una central convencional. Pueden considerarse bajo los puntos de vista claves: control e instrumentación para una operación segura del reactor y medios para evitar escapes de radiactividad durante la normal operación, posibles fugas del reactor u otro fallo.

La instrumentación del reactor puede agruparse en tres clases: control, seguridad y monitorización. Los mayores requerimientos en instrumentación y control es la medida y *display* de la tasa térmica producida en el núcleo en un rango completo desde la fase subcrítica hasta la operación a plena potencia. Esto se realiza midiendo el nivel de flujo o caudal de neutrones, o la tasa de fisión de neutrones, con detectores de neutrones. Se suministran diferentes tipos de instrumentación para el cierre o corte, arranque y operación a baja potencia y operación a elevada potencia.

Para las medidas de corte y arranque, se usan contadores de impulsos, a menudo tomando la forma de cámaras de ionización llenas de trifluoruro de boro gas. La operación a una tensión determinada, dará un pulso proporcional a la radiación incidente. Alternativamente, las cámaras de fisión, revestidas de un material fisible, son capaces de detectar neutrones por fisiones dentro de la cámara. Cada neutrón produce un impulso eléctrico. En otro caso, la producción (de neutrones) pasa por un amplificador de impulsos a medidores que cuentan la tasa en una escala logarítmica ya que el flujo o caudal de neutrones aumenta exponencialmente. En el arranque y fases similares de baja potencia los detectores se retraen dentro del escudo biológico hasta la operación a plena potencia. Para medidas de potencia en el rango normal de operación, cuando los efectos de la temperatura sobre la radiactividad se hacen importantes, los instrumentos están puestos a escala lineal. Las cámaras de ionización actúan directamente sobre los registradores potenciométricos de alta impedancia.

La caída en fase de emergencia o alarma de un reactor se basa en el ajuste de límites que son actuados por factores tales como el cambio de la densidad de neutrones, temperatura de los elementos de combustible, nivel de potencia y caudal de refrigerante. Entonces tiene lugar la alarma o «alarido» del reactor: las varillas de control se insertan automáticamente en el núcleo, bien por la potencia o bien por descarga del mecanismo de accionamiento, y se les permite caer por gravedad. Los tiempos de alarma son normalmente de 2 a 3 segundos.

La contención de los productos de fisión exige varias líneas de defensa. Por ejemplo, una vasija de reactor está rodeada por un sistema de escudos térmico y biológico. Una pared térmica de acero inoxidable protege el escudo del calor; el grafito boratado actúa como un absorbedor de neutrones. Los rayos gamma emitidos por el absorbedor son capturados en la virola o pared exterior de hormigón. Una piscina de supresión (Fig. 5.6.b) es una medida de seguridad para condensar el vapor si la vasija o tuberías de presión del reactor refrigerado por agua se rompe.

La monitorización del nivel de potencia del reactor es el propósito del detector de neutrones (contador de fisión o cámara de ionización) colocado dentro del núcleo (Fig. 5.6.a). Los detectores pueden colocarse alternativamente en el exterior del reactor, tratando el núcleo como foco o punto de emisión de neutrones, como se ve en la Figura 5.6.c. El extremo del rango del nivel posible de potencia requiere múltiples detectores con rangos solapados. Se pueden aplicar sensores de instrumentación del núcleo para obtener datos sobre combustible, transferencia de calor y características metalúrgicas.

El conjunto de instrumentación del combustible (Fig. 5.6.b) se utiliza en un reactor de agua en ebullición para determinar los límites de potencia del combustible.

REGLAMENTACIONES Y ADMINISTRACIÓN DE SEGURIDAD

Comisión Reguladora Nuclear (NRC). La Comisión Reguladora Nuclear del Gobierno Federal (EE. UU.), anteriormente llamada Comisión de Energía Atómica, ha potenciado ampliamente el uso de las plantas de generadores nucleares y ha esta-

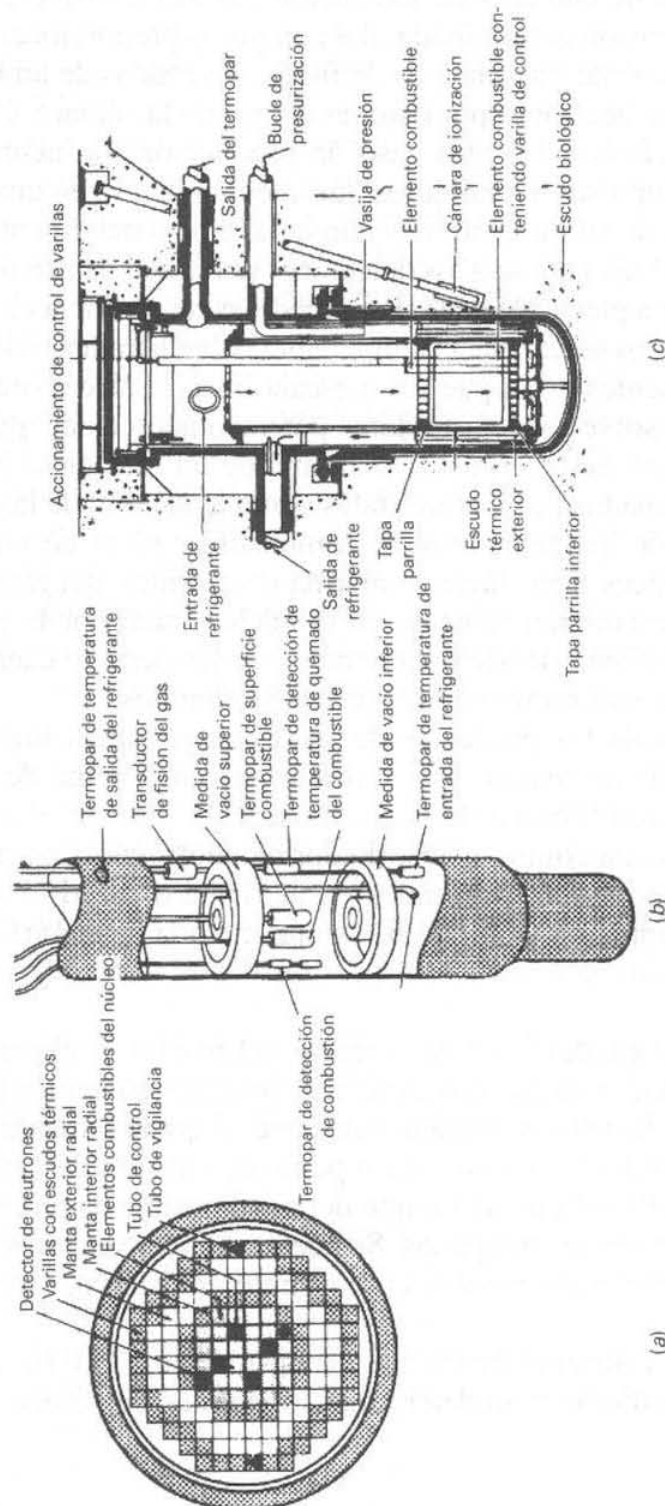


Figura 5.6. Se usan detectores para monitorizar el rendimiento del núcleo del reactor. (a) y (b) Detectores de neutrones para monitorizar el rendimiento del núcleo del reactor. (c) Los detectores están colocados al exterior del reactor para monitorizar el núcleo.

blecido una extensa inspección y controles administrativos que comprenden la mayor parte de las áreas afectadas por el uso de energía nuclear.

Se incluyen:

1. La propiedad del material combustible nuclear precisa una licencia del NRC, y esto se aplica a la organización que recibe, posea o fabrique combustible nuclear.
2. Las instalaciones nucleares deben tener licencia del NRC para la puesta en marcha con permiso de construcción, licencia de operación y operadores de plantas nucleares.
3. La NRC establece reglas sobre el manejo de residuos nucleares.
4. La NRC también establece límites y reglas para dosis de radiación permisible para los trabajadores de instalaciones nucleares y para el público en general.
5. Los requisitos mínimos del seguro son dictados por la NRC para las plantas nucleares.
6. Las líneas maestras amplias de operaciones, mantenimiento e inspección para plantas generadoras nucleares que implican medidas de seguridad son establecidas por el NRC.

Algunas responsabilidades sobre el uso de combustible y energía nuclear están divididas entre la NRC y varias agencias estatales, así como con otras agencias federales como la Comisión Interestatal de Comercio, Guardia Costera, Armada y Departamento de Trabajo.

Secciones nucleares del código ASME de calderas y recipientes a presión. Mediante adopción por requerimientos legales de las jurisdicciones federal y estatal, las secciones del código ASME que impliquen construcción nuclear e inspecciones de servicio han afectado materialmente la generación de energía nuclear así como las inspecciones periódicas de servicio de estas plantas.

El Comité Nacional de inspectores de calderas y recipientes a presión exige ahora a los inspectores relacionados con la construcción de vasijas o recipientes nucleares a presión e inspecciones de servicio recibir instrucciones especiales, sobre todo NDT (pruebas no destructivas) y pasar un examen para ser considerados como calificados nucleares en sus comisiones.

Secciones nucleares del código ASME. Hay un gran número de secciones que son aplicables a plantas de energía nuclear en lo que respecta a su construcción, instalación, control de calidad, informes sobre datos, documentación, inspección y pruebas no destructivas (NDT). Para ulterior estudio, he aquí una lista:

Sección III, subsección NCA: Requisitos generales para la División 1 y División 2.

Sección III, División 1.

- Subsección NB: Componentes de la Clase 1.
- Subsección NC: Componentes de la Clase 2.
- Subsección ND: Componentes de la Clase 3.
- Subsección NE: Componentes de la Clase MC.
- Subsección NF: Soportes.

Subsección NG: Estructuras de soporte del núcleo.

Sección III, División 2. Código para vasijas de hormigón y contención al reactor.

Sección V: Exámenes no destructivos.

Sección XI: Reglas para inspección a servicio de componentes de plantas nucleares de energía.

Los inspectores del National Board que buscan un endoso o respaldo nuclear a su comisionado deben estar familiarizados con estas secciones que tratan con componentes de plantas de energía nuclear, así como el personal implicado con la operación mantenimiento e inspección de estas plantas.

Se ha adoptado un Código Nuclear aparte sobre recipientes a presión por las siguientes razones:

1. Los recipientes nucleares tienen muchas consideraciones de diseño inusuales que requieren reglas más restrictivas que las necesitadas para las calderas y otros recipientes a presión.
2. Hay varios tipos de vasijas nucleares, definidas como sigue: vasijas primarias, son aquellas sometidas o pertenecientes al refrigerante primario, que puede ser radiactivo; vasijas secundarias, que no están sometidas a radiactividad. Recipientes a presión son básicamente vasijas de contención para preservar contra la contaminación radiactiva en la eventualidad de fallo de las vasijas primarias.
3. Como una vasija de reactor nuclear puede estar radiactiva durante años, las inspecciones internas en el sentido usual, como se aplica a calderas y recipientes a presión, son imposibles. Tienen que emplearse sofisticados medios de pruebas por métodos no destructivos.
4. El riesgo en una vasija de un reactor nuclear es no sólo una explosión por presión, sino también un riesgo de contaminación radiactiva mucho más serio para la vida que una explosión de vapor solamente. Una zona o área completa puede verse afectada por un fallo nuclear. Así, son precisas unas reglas más restrictivas de diseño y fabricación que las requeridas para calderas o recipientes a presión.
5. Las vasijas del reactor nuclear pueden estar sometidas a cambios muy repentinos de temperatura de calefacción o refrigeración. Esto crea tensiones anormales y tensiones cíclicas de fatiga. El Código de calderas de potencia no tiene suficientes previsiones para calcular estas tensiones, pero el Código de recipientes nucleares exige que estas tensiones sean calculadas.
6. El material a utilizar en un recipiente o vasija nuclear puede tener que soportar los efectos de la radiación que pueden afectar a sus propiedades. Los materiales para vasijas nucleares requieren pues estas consideraciones, mientras los materiales para calderas y recipientes a presión pueden no requerirlos.
7. La inspección durante la fabricación de una vasija o recipiente a presión de un reactor nuclear tiene que ser mucho más profunda que la de una caldera a causa de los riesgos implicados. Un rígido control de calidad debe ejercerse mucho más allá de la práctica usual en la construcción de calderas y recipientes a presión.

Componentes de las clases 1, 2 y 3. El código ASME de construcción proporciona tres niveles de calidad para el diseño y construcción, dependiendo del riesgo radiactivo del elemento que pueda estar implicado con el componente sometido a consideración. La elección del nivel de calidad para un componente dado requiere un conocimiento de cómo funciona el componente en el proceso o sistema. Los componentes de la Clase 1 son los que forman parte del equipo de presión del refrigerante del reactor; por ejemplo, aquellos componentes que contienen el refrigerante para el núcleo y la tubería y componentes semejantes que no pueden aislarse del núcleo y de su radiactividad. Los componentes de la Clase 2 son aquellos implicados y relacionados con los sistemas auxiliares del reactor que no son parte del equipo relacionado con el refrigerante a presión del reactor, pero que están en comunicación directa con él, tales como el sistema de eliminación de calor residual. Los componentes de la Clase 3 son aquellos sistemas que soportan o ayudan a los componentes de la Clase 2 sin formar parte integrante de ellos.

• El diseño de las vasijas de la Clase 1 es mucho más exacto en términos de requerimientos legales del Código que para las calderas convencionales. Un análisis de tensiones completo se requiere en todos los componentes principales de los recipientes de la Clase 1, y esto debe ser realizado por un ingeniero profesional colegiado. Todas las formas de tensión deben considerarse y combinarse para obtener la tensión real en cada sección crítica del recipiente o vasija. Esto incluye tensiones normales de cizalladura, discontinuidades, flexión, tensiones térmicas cíclicas y de fatiga.

Debe permitirse o añadirse un exceso por corrosión si el análisis muestra que así se requiere. Deben considerarse todas las condiciones de carga, incluyendo: (1) presiones interna, externa o su combinación; (2) peso de la vasija y de su contenido; (3) cargas impuestas, como las de otros recipientes, aislamiento, tuberías y recubrimiento; (4) cargas de viento, cargas de nieve y cargas sísmicas; (5) reacciones de los pies o ménsulas de soporte, anillos, cojinetes y otros soportes; (6) efectos térmicos de temperatura; y (7) efectos ambientales debidos a la radiación.

La tensión admisible de diseño está basada en la tensión elástica, no en la tensión de rotura, como es el caso de las calderas y recipientes a presión no calentados.

Los requisitos de soldadura son más duros. No se permiten anillos de refuerzo. Se requieren radiografías al 100 por 100 de todas las soldaduras sometidas a tensión producida por presión. Algunas soldaduras requieren también examen por ultrasonidos. El material debe estar certificado por el fabricante para cumplir con todas las secciones del Código de recipientes nucleares. Se exigen muestras del tratamiento térmico. Se requiere un examen ultrasónico para las chapas de acero de las vasijas de reactor y de todas las chapas de 4" (100 mm) y más de espesor. Están establecidas normas para la técnica de ultrasonidos empleada. La prueba ultrasónica es por medio de un instrumento de impulsos y ecos.

Las piezas forjadas deben inspeccionarse ultrasónicamente y su superficie por el método de las partículas magnéticas. Las piezas forjadas de material no magnético deben examinarse superficialmente por el método de líquidos penetrantes. Las fundiciones deben examinarse por métodos radiográficos, ultrasónicos, partículas magnéticas y líquidos penetrantes.

Las tuberías, portalones y accesorios deben examinarse en toda su longitud por medio de radiografías, ultrasonidos, partículas magnéticas, líquidos penetrantes o de

corrientes vagabundas, basados en el material a examinar. Los tornillos, tuercas y material similar debe examinarse por el método húmedo de partículas magnéticas o por el método de líquidos penetrantes. Los aceros al carbono, aceros aleados y aleaciones de cromo deben someterse a varias pruebas de impacto para determinar temperatura de ductilidad nula y fragilidad.

Durante la fase de fabricación, es importante mantener registros completos y detallados de todas las inspecciones, para asegurarse de que se realizaron en un tiempo adecuado, con la secuencia adecuada y no después del hecho y sobre todo el material de construcción.

Pruebas. Debe hacerse la prueba de las chapas de la vasija del reactor. El procedimiento de soldadura y los métodos no destructivos usados en los exámenes deberán ser los mismos que los usados en la fabricación de la vasija. Deben tomarse especímenes de prueba. Está estipulada una prueba hidrostática final de $1\frac{1}{4}$ veces la presión de diseño. Deben realizarse pruebas neumáticas en lugar de la prueba hidrostática.

Bombas y válvulas. El código ASME tiene también requisitos para las válvulas y bombas implicadas y relacionadas con la refrigeración del reactor. El propósito principal de las inspecciones y pruebas requeridas por imperativo legal es dar la seguridad de que las válvulas y bombas asociadas y usadas con los sistemas del reactor tendrán la integridad para trabajar según diseño y bajo condiciones normales y de emergencia de modo que el refrigerante sea suministrado al reactor para un corte u operación seguros. Entre los requisitos para válvulas y bombas están:

1. Todas las válvulas que tengan dispositivos en lugares remotos para indicar si están abiertas o cerradas deben ser probadas a intervalos definidos para asegurarse de que los dispositivos indicadores están operando correctamente.
2. Se exige el ejercicio regular de las válvulas para asegurarse de que se abren y cierran adecuadamente y de que no están congeladas.
3. Las bombas deben hacerse funcionar periódicamente para asegurarse de que están operativas cuando se necesiten.
4. Debe existir socorro eléctrico en caso de corte eléctrico en el lugar, como un generador diesel y éste también debe probarse a intervalos estipulados para notar si está listo para uso de emergencia.

Marketing, estampillado e informes. Los cálculos y especificaciones de diseño deben ser cumplidos con la aprobación de las autoridades estatales u oficiales responsables, en el lugar de la instalación, para recipientes y calderas nucleares. Las especificaciones de diseño deben estar certificadas de acuerdo con el Código y adecuación para el uso, según clasificación de recipientes, con un informe detallado sobre las condiciones de trabajo esperado y que se han de cumplir de forma que pueda hacerse una evaluación completa del diseño según el Código por un profesional registrado y cualificado en diseño de recipientes a presión. Las vasijas a presión deben ser inspeccionadas durante la construcción e instalación por un inspector nuclear calificado según el código ASME nuclear. Deben incluirse todas las hojas de

datos necesarias. Los recipientes deben marcarse con el símbolo «N» de nuclear y con la siguiente información: (1) clase de recipiente; (2) fabricante; (3) presión de diseño y temperatura coincidente; (4) número de serie del fabricante; y (5) año de construcción.

Certificados de autorización. El código ASME para componentes de plantas de energía nuclear exige certificados de autorización a obtener y retener por las siguientes organizaciones que pueden estar en activo en el trabajo de una planta de energía nuclear: fabricantes, organizaciones de ingeniería, fabricantes de equipo, instaladores, fabricantes y suministradores de materiales de construcción, propietarios y agentes de una planta propuesta. La idea y propósito de certificación es tener un programa de aseguramiento de calidad de todas las organizaciones acreditadas que pueden cumplir un cierto mínimo de normas del Código. La última idea es que todo trabajo realizado será dirigido en total y rígido acuerdo y cumplimiento de norma y especificaciones así como procedimientos, que todas las actividades críticas serán verificadas por personal cualificado de una organización independiente de ejecución de trabajo (programa de inspección por una tercera parte), que las medidas y resultados de las pruebas estarán totalmente documentados y analizados en conformidad con las especificaciones establecidas y requisitos del Código y que retomarán las acciones apropiadas para excluir la recurrencia de discrepancias y deficiencias. A la mayoría de los detentadores del certificado se les exige tener un manual de aseguramiento de la calidad. Este documento se mantendrá al día y deberá explicar con detalle el sistema de fabricación controlada que se está siguiendo para alcanzar el cumplimiento de las especificaciones del Código legal.

Agencias de inspección. Otro documento que afecta a la construcción de plantas de energía nuclear es el ANSI N626 (American National Standard Institute, ANSI) titulado «Cualificación y deberes para la inspección nuclear autorizada» que ASME ha adoptado también como un requisito suyo. Este documento define las agencias de inspección autorizadas, así como a los inspectores y supervisores nucleares autorizados. Se ha puesto gran énfasis en el conocimiento de la soldadura y de cómo puede afectar a los metales en los exámenes dados o hechos a los potenciales inspectores nucleares. El conocimiento de interpretación del método NDT, así como la interpretación de resultados, son también muy resaltados en los requisitos. Los procedimientos de control de calidad en la monitorización del tema de la construcción están también enfatizados en los deberes de un inspector nuclear, como son el seguimiento de documentación sobre materiales, procedimientos de soldadura, cualificación de soldadores y áreas similares donde puedan existir variables en la construcción.

Inspecciones básicas. El Código exige exámenes e inspecciones iniciales in situ sobre los componentes de una planta nuclear antes de efectuar ninguna operación. Estas inspecciones deben estar totalmente documentados para futuras referencias y deben constar de métodos de examen visual, NDT y cualesquiera otros métodos que puedan ser duplicados o comprobados en el futuro de la operación de la planta. El examen periódico y las pruebas están estipuladas en el Código o por el NRC. Se requiere que los elementos componentes de la zona radiactiva primaria, como mínimo, sean inspeccionados a intervalos de 10 años.

Inspección en servicio: Sección XI. El objetivo principal de la Sección XI del código ASME es proporcionar medios para asegurar que la integridad mecánica del sistema refrigerante primario se mantiene a través de la vida operativa de la instalación. Este objetivo se cumple a través del requerimiento para la conducción de un mínimo de inspecciones periódicas de componentes nucleares críticos, como los recipientes de la Clase 1 y sus zonas de soldadura y otras zonas altamente tensionadas. Se requiere un servicio previo de inspección. Usualmente se utilizan las técnicas de inspección ultrasónicas, ya que pueden duplicarse más tarde durante las reinspecciones exigidas. Esto permite hacer comparaciones para anotar cambios. Los dispositivos automáticos de inspección se utilizan siempre que sea posible. El uso del equipo de inspección operado remotamente bajo procedimientos adecuadamente planeados ha reducido el riesgo a los equipos de examen e inspección. La frecuencia de las inspecciones y los criterios aceptables están detallados en el código ASME para componentes de plantas de energía nuclear. Los mecanismos de fractura se usan para analizar la seriedad de las grietas allí donde no existe normativa legal de Código.

Las agencias de inspección y las autoridades jurisdiccionales son notificadas si se hallan condiciones que requieren aprobación para reparaciones o cambios. Por ejemplo los problemas de tubos del generador de vapor, en forma de degradaciones tales como corrosión por tensiones y erosión, se han detectado por el uso de métodos de inspección mediante corrientes vagabundas sobre los tubos en U en el generador de vapor en plantas de agua presurizada. Este programa de pruebas sobre la marcha ha dado por resultado el cambio del material original de los tubos de acero inoxidable a Inconel 600, una aleación de Ni-15Cr-9Fe, y a la práctica actual en EE. UU. de usar Inconel 690TT, una aleación de Ni-30Cr-10Fe con tratamiento térmico. Estos tipos de problemas están siendo resueltos como resultado de los programas de inspección en servicio.

Cualificaciones del operador. Las cualificaciones y entrenamiento de los operadores están gobernados y determinados por requisitos federales. Los criterios para la selección y adiestramiento de personal de plantas de energía nuclear están contenidos en la Norma Nacional Americana 3.1-1978 titulada «Selección y adiestramiento de personal de plantas de energía nuclear». La mayoría de plantas nucleares requieren una mínima presencia durante la operación de al menos un operador de reactor senior, dos operadores de reactor y dos operadores auxiliares que pueden no tener aún su licencia. El entrenamiento de un operador está recibiendo una atención cada vez mayor, ya que es necesario como soporte para ayudar al ingeniero de seguridad a suplementar el equipo de operaciones en caso de desarrollarse una situación de emergencia durante la operación. Las muchas válvulas y subsistemas que hay en una planta de energía nuclear así como los controles eléctricamente activados requieren un amplio conocimiento de la interrelación entre los sistemas. Véase la Figura 5.1. Las muchas bombas y válvulas señaladas pueden conducir a errores de apertura y cierre de válvulas y también aumentar la posibilidad de fallos eléctricos y mecánicos. La confianza total en los sistemas de redundancia automática no puede anticipar todas las posibilidades de mal funcionamiento o sensación de que un mal funcionamiento está teniendo lugar; por otra parte, se necesitan operadores diestros, bien versados y entrenados en los requerimientos del diseño y operación de plantas de energía nuclear.

Personal de pruebas no destructivas. El personal de pruebas no destructivas debe estar cualificado y estas cualificaciones están graduadas como sigue:

- Una persona de Nivel 1 debe tener experiencia o entrenamiento en la realización de inspecciones y pruebas que a él o ella se le van a exigir. Esta persona deberá estar familiarizada con las herramientas y equipo a emplear y deberá tener y demostrar aprovechamiento en su utilización. Él o ella deberá estar familiarizado/a con el equipo de inspección y medida así como con los métodos de calibración y control y ser capaz de verificar que el equipo está en unas condiciones adecuadas para su utilización.
- Una persona de Nivel 2 debe tener experiencia y preparación en el trabajo de las inspecciones y pruebas requeridas y en la organización de evaluación de los resultados de las inspecciones y pruebas. Esta persona debe ser capaz de supervisar y mantener vigilancia sobre las inspecciones y pruebas llevadas a cabo por otros y ser capaz de calibrar o establecer la validez de la calibración de inspecciones y equipos de medida. Él o ella tendrá y habrá demostrado tener aprovechamiento en la planificación y ajuste de pruebas y será capaz de determinar la validez de los resultados de las pruebas.
- Una persona de Nivel 3 debe tener amplia experiencia y adiestramiento formal en la ejecución de inspecciones y pruebas y deberá estar formada a través de cursos de estudio en los principios y técnicas de las inspecciones y pruebas que se van a realizar. Esta persona deberá ser capaz de planificar y supervisar inspecciones y pruebas, revisar y aprobar procedimientos y evaluar la adecuación de las actividades para cumplir los objetivos. Él o ella deberá ser capaz de organizar y presentar resultados y de certificar la validez de los resultados.

El personal implicado en la realización, evaluación o supervisión de pruebas no destructivas, incluyendo métodos de radiografía, ultrasonidos, penetrantes, partículas magnéticas o corrientes parásitas, debe cumplir la calificación de Nivel 3 especificada en la norma SNT-TC-1A de la ASME para NDT y suplementos. Aquellas personas implicadas en el rendimiento, evaluación y supervisión de métodos de prueba de fugas de gas deben cumplir las cualificaciones requeridas especificadas para una persona de Nivel 2.

El personal que tiene asignadas la responsabilidad y autoridad para realizar funciones de proyecto debe tener como mínimo el nivel de capacidad mostrado en la Tabla 5.1. Cuando las inspecciones y pruebas están complementadas por equipos o grupos de individuos, el responsable debe participar y debe cumplir las cualificaciones mínimas indicadas.

Debe establecerse y mantenerse un seguimiento del registro de las cualificaciones del personal por la propiedad. Este seguimiento debería contener registros de realizaciones pasadas, arriostramiento, evaluaciones inicial y periódicas y certificación de las cualificaciones de cada persona.

Protección contra incendios. Se requieren medidas extra para evitar cualquier incendio que pueda afectar al sistema de seguridad de la planta debido al riesgo de radiación. La propiedad y los consorcios de seguros que proporcionan garantía y

Tabla 5.1. Niveles mínimos de capacidad para funciones de proyecto

Función del proyecto	Nivel		
	1	2	3
Aprobación de procedimientos de prueba e inspección			X
Implementación de procedimientos de prueba e inspección	X		
Evaluación de resultados de pruebas e inspección		X	
Informe de resultados de pruebas e inspección		X	

cubren el seguro para centrales nucleares han sido muy activos en la realización de inspecciones y presentación de recomendaciones para cualquier tipo de riesgo y de ese modo tienen inspectores de NRC.

Se ha dado mucha importancia y énfasis al suministro de barreras de no menos de tres horas de tarado para separar las siguientes zonas críticas en una central nuclear: edificio de administración, salas de baterías, calderas utilizadas para el arranque, penetraciones de cables en el edificio del reactor y salas de control u otras zonas que comprometen la instalación, ejes de cables, túneles de cables, salas de ordenador, edificio o sala de control, zonas de descontaminación, salas de bombas de incendios, zona de interruptores y todas las otras zonas incluyendo el edificio del turbogenerador, si hay riesgo para la instalación. La misma filosofía se aplica al uso de rociadores (*sprinklers*) o supresión del fuego mediante halón.

El residuo nuclear de alto nivel es un problema severo de disposición en lo que concierne al medio ambiente por muchas autoridades y jurisdicciones federales y estatales (así en EE. UU. como en España). Todavía en etapa de desarrollo hay un sistema para convertir residuos líquidos en un sólido e inmovilizar este sólido en vidrio para enterrarlo a gran profundidad, en minas subterráneas en zonas remotas fuera de todo entorno habitado humano.

PREGUNTAS Y RESPUESTAS

1. ¿Cómo se detecta la radiactividad?

RESPUESTA: Los instrumentos normalmente utilizados son los contadores Geiger-Müller, contadores de chispas, medidores de vigilancia de rayos gamma y contadores proporcionales. El instrumento a utilizar depende del tipo y densidad de la radiación a medir. Los contadores Geiger-Müller se utilizan para detectar radiación beta y gamma, pero no son efectivos para medir la radiación alfa.

2. ¿Qué es la radiación cuando se aplica a centrales nucleares?

RESPUESTA: Los isótopos inestables de ciertos elementos químicos que sufren cambios espontáneos en la estructura atómica del elemento. Este cambio se denomina degradación radiactiva. Mientras este fenómeno tiene lugar, se emite radiación de energía; así, el término radiación de partículas describe la radiación que se experimenta en una planta de energía nuclear, principalmente bajo condiciones controladas en la vasija del reactor presurizada.

3. ¿Cómo se define un isótopo?

RESPUESTA: Isótopos son elementos que tienen el mismo número de protones, pero difieren en el número de neutrones de su núcleo. Los isótopos de un elemento tienen las mismas propiedades químicas y algunas de las mismas propiedades físicas, pero tienen diferentes pesos atómicos como resultado de la diferencia del número de neutrones en el núcleo.

4. ¿Qué es la vida media de una sustancia radiactiva?

RESPUESTA: Vida media se define como el tiempo requerido para que una sustancia radiactiva alcance la mitad de su intensidad emisora de radiactividad.

5. ¿Qué unidades se usan para medir la radiactividad?

RESPUESTA: El roentgen (R) es la unidad más frecuentemente usada para medir la cantidad de radiación que emana de un cuerpo. Se usa principalmente para medir rayos X y rayos gamma. Un roentgen es la producción de $2,58 \times 10^{-4}$ culombios por kilogramo de aire (C/kg). Las tolerancias de exposición se expresan usualmente en milirroentgen (mR) o una milésima de roentgen. La radiactividad de un material que está sufriendo degradación radiactiva (o desintegración radiactiva) se expresa en curios (Ci), que es igual a $3,7 \times 10^{10}$ desintegraciones por segundo.

6. ¿Cómo se definen la radiación alfa, beta y gamma?

RESPUESTA: La radiación de partículas alfa consta de dos protones y dos neutrones. Esto las hace idénticas al núcleo del átomo de helio cargado positivamente. No pueden penetrar la piel humana, pero son peligrosas para la salud humana si se inhalan o ingieren por el cuerpo humano. Esto puede ocurrir por inhalar polvo portador de radiación alfa o comer alimentos o agua contaminados por la radiación alfa.

Las partículas beta son electrones de alta velocidad con poder penetrante suficiente como para penetrar en el aluminio hasta 1" (25,4 mm) de espesor. Así que son un riesgo para la salud del cuerpo humano.

La radiación gamma es un tipo de rayos electromagnéticos similares a la luz, ondas de radio y rayos X con una velocidad que se aproxima a la de la luz. Su poder de penetración puede alcanzar hasta 3 pies (0,9 m) en el hormigón. Esta radiación es la más peligrosa para la salud humana en la operación de plantas nucleares.

7. Cite algunos métodos típicos empleados para proteger a los trabajadores de las dosis excesivas de radiación.

RESPUESTA: Algunos factores típicos considerados en el esquema protector son generalmente los siguientes:

1. Controlar la duración de toda exposición.
2. Controlar la distancia entre el cuerpo humano y la fuente de radiación.
3. Colocar un escudo entre el cuerpo y la fuente de radiación.
4. Establecer un estricto y preciso programa de monitorización de la radiación en la zona de trabajo.
5. Tener servicios médicos disponibles en todo momento para tratar cualquier exposición accidental bajo los niveles normales estipulados.

8. ¿Qué procedimientos se siguen generalmente para descontaminar material radiactivo?

RESPUESTA: El material radiactivo no puede ser destruido. Además el proceso de descontaminación implica uno de los siguientes métodos de aminorar el riesgo de radiactividad:

1. Aislar la zona de contaminación radiactiva hasta aquel momento en que la radiactividad haya decrecido hasta un nivel seguro como resultado de la desintegración radiactiva. La vida media del contaminante influirá en este proceso.
2. Trate la superficie de modo que el material radiactivo sea absorbido, limpiado, barrido, etc., y después llevado a un lugar donde la sustancia radiactiva no sea un riesgo para la gente. La descontaminación más difícil es aquella en que el contaminante se absorbe en un material poroso como el hormigón. Completar la eliminación de muros, suelos y zonas contaminadas similares puede ser necesario bajo este tipo de contaminación.

9. ¿Qué es un escudo térmico en un reactor nuclear?

RESPUESTA: El escudo térmico usualmente consta de chapas de acero rodeando al núcleo en la vasija del reactor de modo que se conserve el calor y se reduzca la temperatura y tensiones térmicas en la pared de la vasija del reactor. La capa interior del escudo próxima al núcleo está sometida a una intensa radiación de neutrones y radiación gamma, que se convierte en calor. El escudo térmico a menudo está refrigerado por la circulación del agua.

10. ¿Qué es un escudo biológico?

RESPUESTA: El escudo biológico consiste en hormigón de alta densidad o chapas de plomo que rodean al reactor. Evita el escape de neutrones y radiación fuera de la pared del recipiente y protege así al personal. La radiación está presente en los períodos de operación y cierre o corte a causa de la radiactividad de los elementos de combustible.

11. ¿Qué es una vasija o recipiente de contención?

RESPUESTA: Para evitar la salida de los productos de fisión en caso de una fusión del combustible o explosión del reactor primario, la mayoría de los reactores de potencia están alojados en contenedores de acero estancos. No están presurizados normalmente, pero están diseñados para soportar la máxima presión u ondas de choque que se pueden desarrollar como consecuencia de un accidente. Los componentes radiactivos primarios están usualmente dentro de la vasija de contención.

12. Cite los tipos de reactores posibles, según el refrigerante utilizado

RESPUESTA: De las muchas disposiciones posibles de combustible fisionable y fértil moderador y refrigerante que pueden constituir un sistema de reacción en cadena, han sobresalido seis tipos como principales contendientes para la generación de energía eléctrica a escala total:

1. Agua presurizada.
2. El relacionado muy de cerca con el anterior que es el de agua en ebullición.
3. El refrigerado por sodio y con grafito de agente moderador.
4. Refrigerado por gas.
5. Enfriado por agua pesada.
6. Reactores refrigerados por sustancias orgánicas y moderados por agua pesada.

13. ¿Qué son varilla de relleno y varilla de alarma, aplicados estos términos a una planta nuclear?

RESPUESTA: Una varilla de relleno es una varilla de control utilizada para realizar ajustes groseros en la reactividad de una reacción en cadena; mientras que la varilla de

regulación hace los ajustes finos de la reactividad. El control del reactor se alcanza también variando el nivel de líquido en aquellos reactores que utilizan un líquido como moderador de reactividad. Una varilla de alarma es una varilla de seguridad que es capaz de cortar o cerrar un reactor rápidamente en la eventualidad de que la varilla de control o relleno fallen en su cometido de controlar la reactividad dentro de los límites prescritos.

14. ¿Qué se entiende por el término «veneno»?

RESPUESTA: El término «veneno» se aplica a los productos de fisión de los elementos de combustible de un reactor que absorbe neutrones y así afecta a la reactividad del reactor. Los dos productos más prominentes de fisión considerados «venenosos» son el xenón 135 y el yodo 135. Estos elementos se producen cuando el reactor usa uranio. El veneno formado como productos de fisión eventualmente reduce la salida del reactor; como resultado, los elementos de combustible se gastan, lo que eventualmente exige la recarga (de combustible) del reactor. El «veneno» puede también inyectarse en un reactor para producir la alarma o cierre bajo condiciones críticas de emergencia.

15. ¿Qué es un material fértil?

RESPUESTA: Es un material que es capaz de capturar neutrones y después hacerlos fisiónables. Otro término para convertir material fértil en fisiónable es «crianza». Como por ejemplo, el torio 232 se puede convertir en uranio 232 por bombardeo nuclear.

16. ¿Cómo se pierde o gasta el combustible procesado?

RESPUESTA: El combustible gastado se envía a una planta o fábrica de reprocesamiento. El revestimiento del combustible se trocea para lixiviar uranio, plutonio y otros productos de fisión. El uranio y el plutonio son reparados y se retornan al ciclo de combustible para su reutilización. Los componentes restantes son estroncio 90 y cesio 137, con vidas medias de aproximadamente 30 años. También está presente algo de plutonio con vida media de 24.000 años. El líquido residual se convierte en sólido y después se encierra en contenedores estancos para su eventual embarque a un depósito federal (estatal, en España) bajo control perpetuo del gobierno.

17. ¿Qué es un dosímetro digital audible?

RESPUESTA: Es un instrumento que proporciona una medida inmediata de la exposición a la radiación en la zona; así como también una alarma personal audible de que existe una exposición a la radiación. Es posible ajustar los puntos o consignas de alarma.

18. ¿Cuáles son las funciones principales de una agencia de inspección autorizada en un trabajo de una planta de energía nuclear?

RESPUESTA:

1. Participar en los controles ASME y vigilancia de cualquier organización que tenga un sello de código nuclear y para la cual la agencia de inspección autorizada tiene que estar el servicio de inspección de los componentes legales de la planta.
2. Mantener un equipo cualificado de supervisores de inspección nuclear que monitoree los talleres con los cuales se ha hecho un acuerdo de inspección para dar las inspecciones requeridas según el Código legal.
3. Suministrar instrucciones documentales a los inspectores nucleares autorizados de la agencia de inspección sobre procedimientos a seguir durante la ejecución rutina-

ria y cuando la asistencia o guía pueden necesitarse por sus supervisores para cumplir con los requisitos nucleares.

19. ¿Cite las funciones clave de un inspector nuclear que está haciendo su trabajo según los requisitos del código ASME nuclear?

RESPUESTA:

1. Verificar qué trabajo se está haciendo por los fabricantes e instaladores que tienen el certificado ASME de autorización para realizar el trabajo.
 2. Monitorizar el programa de aseguramiento de calidad del fabricante para ver si se está siguiendo correctamente.
 3. Verificar que todos los metales utilizados cumplen los requisitos del Código por lo que se refiere a datos, sellos y trazabilidad.
 4. Verificar que todas las soldaduras se están realizando con procedimientos cualificados y que los soldadores empleados están cualificados según el Código.
 5. Mantener un registro escrito de la actividad inspectora.
 6. Verificar que los cálculos de diseño han sido hechos según el Código y están disponibles para revisión.
 7. Verificar que todos los tratamientos térmicos han sido ejecutados adecuada y correctamente.
 8. Verificar e interpretar todos los exámenes no destructivos necesarios y requeridos por el Código.
 9. Atestiguar las pruebas hidrostáticas o neumáticas requeridas.
 10. Atestiguar y verificar que las chapas estampilladas cumplen con las especificaciones y requerimientos del Código.
 11. Firmar los documentos necesarios como se requiere según el Código normativo para demostrar que las partes o piezas componentes cumplen los requisitos normativos y legales.
20. ¿A qué parte de las bombas de centrales nucleares está dirigido o enfocado el código ASME?

RESPUESTA: Las normas ASME para bombas nucleares se centran en los *casings* o envolventes, entradas y salidas de bombas, cubiertas, anillos de pinzado, alojamiento de sellos, tornillería, enfriadores internos de las bombas, tuberías agregadas a las bombas (difusores), tuberías conectadas y soportes.

21. ¿Cómo se define el código ASME a un propietario o propiedad de una central de energía nuclear?

RESPUESTA: El Código reconoce que en el campo de la instalación hay muchas compañías de instalaciones operando. La palabra propietario o propiedad se estipula que es una organización responsable de la operación, mantenimiento, seguridad y generación de energía de la planta nuclear.

22. ¿Con qué norma debe estar cualificado el personal que realiza los exámenes de técnicas no destructivas?

RESPUESTA: Debe estar cualificado para la técnica y método a utilizar de acuerdo con la norma SNT-TC-1A titulada «Práctica recomendada para cualificación y certificación del personal en técnicas NDT». Si esta norma no cubre el examen propuesto, entonces el personal de NDT debe estar cualificado para el examen particular por el fabricante o contratista.

23. ¿Quién audita a los operadores de técnicas NDT?

RESPUESTA: El inspector autorizado tiene que verificar que los operadores de técnicas NDT han sido certificados de acuerdo con la norma SNT-TC-1A. El inspector tiene la prerrogativa de auditar el programa de examen de técnica NDT in situ de modo efectivo. Cuando el inspector autorizado tiene razones para cuestionar el rendimiento de un operador de técnica NDT, él o ella pueden requerir la recalificación del operador en el procedimiento escrito requerido para el examen particular.

24. ¿Cuánto tiempo deben permanecer expuestas las juntas o uniones soldadas de un componente o pieza nuclear de la Clase 1?

RESPUESTA: Deben permanecer sin aislamiento y expuestas para su examen por el inspector autorizado para ver si existen fugas durante toda la prueba hidrostática de presión.

25. ¿Qué prueba hidrostática de presión se exige a los componentes según la Sección III, Clase 1?

RESPUESTA: Los componentes completos y piezas relativas excepto juntas reforzadas en uniones, bombas y válvulas deben someterse a una prueba hidrostática de presión no menor de 1,25 veces la presión de diseño del sistema. Las juntas o uniones reforzadas, bombas y válvulas deben probarse hidrostáticamente a una presión 1,5 veces la presión de diseño del sistema.

26. ¿Cómo se especifica la capacidad total de descarga de los componentes de los dispositivos de descarga especificados en la Clase 1?

RESPUESTA: La capacidad total de descarga de los dispositivos de descarga de presión debe ser adecuada para evitar un aumento de presión superior al 10 por 100 de la presión y temperatura de diseño del sistema dentro de los confines de retención de presión del sistema nuclear.

27. Además de las válvulas cargadas a resorte, ¿qué otro tipo de válvulas de seguridad pueden utilizarse en los sistemas de la Clase 1?

RESPUESTA: Las válvulas de seguridad actuadas por presión piloto y las válvulas de seguridad actuadas eléctricamente, supuesto que cumplan los requisitos de instalación del Código.

28. ¿Qué se consideran indicaciones de grietas cuando se está realizando un examen de técnica NDT durante las inspecciones en servicio de una planta de energía nuclear?

RESPUESTA: Las evidencias o señales de instrumentos que revelen lo siguiente: grietas, inclusiones de escoria, segregaciones de material, porosidad en línea o arracimada, falta de penetración de soldadura, y laminaciones de la chapa.

29. Diferencias entre examen de superficie y examen volumétrico.

RESPUESTA: El examen de superficie comprende el método del líquido penetrante y el examen con partículas magnéticas. Se utiliza para verificar la superficie o grietas o discontinuidades cerca de la superficie. El examen volumétrico se hace con el objeto de determinar las discontinuidades debajo de la superficie de modo que pueda examinarse en una extensión que comprenda el volumen total de metal por debajo de la superficie.

Los dos métodos principales de examen usados son el examen radiográfico y las pruebas con ultrasonidos.

30. Cite los cinco componentes principales de una planta PWR de energía nuclear.

RESPUESTA:

1. Reactor nuclear.
2. Generadores de vapor o intercambiadores de calor.
3. Tubería para circular el refrigerante entre el reactor y los generadores de vapor.
4. Bombas para circular el refrigerante.
5. Presurizador para evitar que hierva el refrigerante y permitir cambios de volumen en el refrigerante sin excesivo aumento de la presión con cambios en la temperatura del refrigerante.

31. ¿De quién es la responsabilidad de establecer los procedimientos adecuados para los exámenes NDT cuando una referencia a una sección del Código, como la de la Sección III, exige un examen NDT?

RESPUESTA: La responsabilidad de establecer procedimientos adecuados de examen y realizar los exámenes NDT por personal cualificado de acuerdo a los requisitos de la sección del Código es del fabricante del recipiente o caldera o del constructor si es distinto del fabricante, o del instalador según la normativa del recipiente o caldera.

32. ¿Qué es una supresión de la presión de contención?

RESPUESTA: En una supresión de la presión de contención, el reactor es una vasija a relativamente poca presión, llamada el pozo seco, que está conectado por tuberías de venteo a una segunda vasija que está parcialmente llena de agua, llamada la piscina de supresión. Si un sistema del reactor tiene una fuga repentina, como una rotura de tubería en el pozo seco, el vapor desprendido del sistema del reactor se dirige a la piscina de supresión, por los tubos de venteo, y se condensa allí. La ventaja de este sistema es que la estructura de contención puede tener menos volumen y/o menor presión de diseño que la que sería necesaria para una vasija de contención de presión similar.

33. ¿Sobre qué bases se diseñan las estructuras de contención a presión?

RESPUESTA: Éstas se diseñan para contener la energía y productos de fisión que pueden desprenderse en el caso peor de un accidente del reactor. Este diseño incluye la posible presión que pueda generarse y los requisitos del volumen potencial.