



**UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTONOMA DE MÉXICO**

**FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES
CUAUTITLÁN**

**“CÁLCULOS DE LA DETONACIÓN DE GASES RADIOLÍTICOS EN
UNA PLANTA NUCLEAR”.**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE

INGENIERO QUÍMICO

PRESENTAN:

LAURA DE LA TEJA AGUILAR

GUILLERMO ARTURO RAFAÉL GUADALAJARA RAMÓN

ASESORA: M. C. SOLEDAD CARRETO GARCÍA.



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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



**FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES CUAUTITLAN
UNIDAD DE LA ADMINISTRACION ESCOLAR
DEPARTAMENTO DE EXAMENES PROFESIONALES**

ASUNTO: VOTOS APROBATORIOS

C. N. A. M.
FACULTAD DE ESTUDIOS
SUPERIORES CUAUTITLAN



DEPARTAMENTO DE
EXAMENES PROFESIONALES

DR. JUAN ANTONIO MONTARAZ CRESPO
DIRECTOR DE LA FES CUAUTITLAN
P R E S E N T E

ATN: Q. Ma. del Carmen García Mijares
Jefe del Departamento de Exámenes
Profesionales de la FES Cuautitlán

Con base en el art. 28 del Reglamento General de Exámenes, nos permitimos comunicar a usted que revisamos la TESIS:

Cálculos de la Detonación de Gases
Radiolíticos en una Planta Nuclear.

que presenta la pasante: Laura de la Teja Aguilar
con número de cuenta: 8506429-6 para obtener el título de :
Ingeniero Químico.

Considerando que dicho trabajo reúne los requisitos necesarios para ser discutido en el EXAMEN PROFESIONAL correspondiente, otorgamos nuestro VOTO APROBATORIO.

ATENTAMENTE
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"

Cuautitlán Izcalli, Méx. a 26 de Octubre de 2005

PRESIDENTE Dr. Adolfo Obaya Valdivia.

VOCAL MC. Soledad Carreto García.

SECRETARIO MC. Ricardo Paramont Hernández García.

PRIMER SUPLENTE I.Q Gilberto Atilano Amaya Ventura.

SEGUNDO SUPLENTE Q.F.B Héctor Coss Garduño



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE ESTUDIOS SUPERIORES CUAUTITLAN
UNIDAD DE LA ADMINISTRACION ESCOLAR
DEPARTAMENTO DE EXAMENES PROFESIONALES

ASUNTO: VOTOS APROBATORIOS

U.N.A.M.
FACULTAD DE ESTUDIOS
SUPERIORES CUAUTITLAN



DEPARTAMENTO DE
EXAMENES PROFESIONALES

DR. JUAN ANTONIO MONTARAZ CRESPO
DIRECTOR DE LA FES CUAUTITLAN
PRESENTE

ATN: Q. Ma. del Carmen García Mijares
Jefe del Departamento de Exámenes
Profesionales de la FES Cuautitlán

Con base en el art. 28 del Reglamento General de Exámenes, nos permitimos comunicar a usted que revisamos la TESIS:

Cálculos de la Detonación de Gases

Radiolíticos en una Planta Nuclear.

que presenta el pasante: Guillermo Arturo Rafael Guadalajara Ramón.
con número de cuenta: 8857279-4 para obtener el título de :
Ingeniero Químico.

Considerando que dicho trabajo reúne los requisitos necesarios para ser discutido en el EXAMEN PROFESIONAL correspondiente, otorgamos nuestro VOTO APROBATORIO.

ATENTAMENTE
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"

Cuautitlán Izcalli, Méx. a 26 de Octubre de 2005

PRESIDENTE	<u>Dr. Adolfo Obaya valdivia.</u>	
VOCAL	<u>MC. Soledad Carreto García.</u>	
SECRETARIO	<u>MC. Ricardo Paramont Hernández García.</u>	
PRIMER SUPLENTE	<u>I.Q. Gilberto Atilano Amaya Ventura.</u>	
SEGUNDO SUPLENTE	<u>QFB. Héctor Coss Garduño.</u>	

Agradecimientos:

A Dios por todo su amor y por haberme permitido hacer realidad este proyecto.

A nuestro “Angel de la Guarda” Raúl Alonso por su cariño y apoyo incondicional, porque sin él no se hubiera podido concluir este trabajo.
Que Dios te bendiga por siempre.

A nuestra Directora de tesis:

M.C. Soledad Carreto García.

Con profundo agradecimiento por brindarnos su amistad y apoyo, además de su gran empeño en impulsarnos a nuestra superación personal.

Gracias por sus buenos consejos y por su colaboración desinteresada.

Que Dios la bendiga.

Laura y Guillermo.

Dedicatorias:

A mis padres Luz María y Javier, que con su amor, trabajo, esfuerzo y entrega total me han dado lo mejor de sus vidas y la mejor de las herencias mis estudios.

Por que toda una vida sería poco para agradecerles tanto amor, a ellos todo mi amor, respeto y agradecimiento.

Que Dios los bendiga por siempre.

A mi esposo Guillermo, por todo lo que representa para mí, por el amor, apoyo y confianza que me has brindado siempre.

Gracias por el impulso, entusiasmo y paciencia que me diste para concluir este nuevo proyecto. Que Dios te bendiga por siempre.

A mi angelito lindo “mi Marifer”, con todo mi amor te dedico este trabajo.

Estrellita linda recuerda que te amamos con todo nuestro corazón y que las cosas que realmente valen en la vida solo se consiguen con trabajo, esfuerzo y dedicación.

Gracias por embellecer mi vida y que Dios te bendiga por siempre.

A mis hermanos: Coquis, Gerard, Gus , Manolo y Vero por su cariño, apoyo y por los momentos tan bonitos que hemos pasado juntos y que hacen una vida.

Gracias y que Dios los bendiga.

Laura De la Teja Aguilar.

Agradecimientos:

A Dios por haberme dejado llegar hasta aquí y realizar el sueño de toda mi vida.

A mi esposa Laura, la compañera de toda mi vida, por darme todo su amor y apoyo para poder realizar juntos este proyecto.

A mi querida hija María Fernanda, por que es el principal motivo de nuestra lucha por conquistar el éxito.

A mi madre por darme la vida y ayudarme en momentos críticos de mi existencia.

A mi abuelita Nachita donde quiera que este, todo mi amor y mi cariño.

A los Ingenieros Alejandro García, Mario Rebolledo, Narciso Beirut y Juvencio Zarate, todos ellos miembros del área de Desechos Radiactivos de la Central de Laguna Verde, por haberme dado la idea de esta tesis, pero sobre todo por su amistad y afecto.

A mis amigos Armando y Julián, por su afecto y apoyo que me han brindado en los momentos difíciles.

Guillermo Guadalajara Ramón.

ÍNDICE GENERAL

CAPITULO 1.

INTRODUCCION

Página.

1.1 Evolución de la energía a lo largo de la historia de la humanidad.	1
1.2 Formas de energía.	1
1.2.1 Energía mecánica.	1
1.2.2. Energías luminosa, térmica y química.	2
1.2.3. Energía eléctrica.	2

CAPITULO 2.

LA ENERGIA ELECTRICA

2.1 Teoría atómica.	4
2.2. Producción de electricidad.	5
2.3 Fuentes de producción de energía eléctrica.	8
2.3.1 Centrales hidroeléctricas.	8
2.3.1.1 Centrales de aguas fluyentes.	9
2.3.1.2 Centrales de pie de presa.	9
2.3.1.3 Centrales de canal de resto o abastecimiento.	9
2.3.1.3.1 Con desnivel existente a un canal de riego.	9
2.3.1.3.2 Con desnivel existente a un río cercano.	9
2.3.2 Centrales termoeléctricas.	9
2.3.2.1 Plantas o Centrales de Ciclo Combinado.	11
2.3.3 Centrales Geotérmicas.	11
2.3.3.1 Puntos de Aprovechamiento Térmico.	12
2.3.3.1.1 Puntos Hidrotérmicos.	13
2.3.3.1.2 Puntos Geopresurizados .	13
2.3.3.1.3 Puntos de Roca Caliente.	13
2.3.4 Centrales Solares.	13
2.3.4.1 Proceso Fotovoltaico.	13
2.3.4.2 Proceso fototérmico.	14
2.3.5 Centrales Eólicas.	15
2.3.6 Central Mareomotriz.	16

CAPITULO 3.

RADIOACTIVIDAD

3.1 Concepto de radiactividad.	18
3.1.1 Generalidades sobre radiación.	18
3.1.2 Antecedentes históricos.	18

3.2	Tipos de radiación.	19
3.2.1	La radiación alfa (α).	20
3.2.2	La radiación beta (β).	20
3.2.3	La radiación gamma (γ).	21
3.3	Tipos de radiación en base a la fuente.	21
3.3.1	Radiaciones naturales.	21
3.3.2	Radiaciones artificiales.	21
3.4	Efectos sobre el organismo humano.	22
3.4.1	Síntomas y daños por radiación.	23
3.4.1.1	Dosis baja.	23
3.4.1.2	Dosis moderada.	23
3.4.1.3	Dosis mediana letal.	23
3.4.1.4	Dosis letal.	24
3.4.2	Exposiciones a radiación (fuentes).	24
3.5	Protección y medición contra la radiactividad.	26
3.5.1	Decaimiento de la radiactividad.	27
3.5.1.1	Vida media.	27
3.5.2	Distancia.	29
3.5.3	Barreras de blindaje.	30
3.5.3.1	Blindaje de alfas.	30
3.5.3.2	Blindaje de betas.	31
3.5.3.3	Blindaje de neutrones.	31
3.5.3.4	Blindaje de gammas.	32
3.5.4	Detección y monitoreo de radiación.	32
3.5.4.1	Detectores de ionización.	33
3.5.4.2	Cámaras de nieblas y de burbujas.	33
3.5.4.3	Detectores fotográficos.	33
3.5.4.4	Detectores de centelleo.	34
3.5.4.5	Dosímetros.	34
3.5.4.5.1	La cámara de bolsillo.	34
3.5.4.5.2	El medidor "R".	35
3.5.4.5.3	Dosímetros de película.	36
3.6	Principales aplicaciones de la radiactividad.	37
3.6.1	En medicina.	37
3.6.2	En química.	37
3.6.3	Edad de las rocas.	37
3.6.4	En arqueología y paleontología.	38
3.6.5	Otras aplicaciones.	38

CAPÍTULO 4.

CENTRALES NUCLEOELECTRICAS.

4.1	Historia de los reactores nucleares.	39
4.2	Combustible, moderador y refrigerante.	40
4.2.1	Combustible.	40
4.2.2	Moderador.	40

4.2.3	Refrigerante.	41
4.3	Tipos de reactores.	41
4.3.1	PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor).	41
4.3.2	PWR (Pressurized Water Reactor).	42
4.3.3	LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor).	43
4.3.4	BWR (Boiling Water Reactor).	44
4.3.5	Otros reactores.	44
4.4	Configuración de una Central Nucleoeléctrica.	45
4.4.1	Geografía y Demografía.	45
4.4.2	Metereología.	45
4.4.3	Hidrológica.	46
4.4.4	Sismología y Geología.	46
4.4.5	Configuración general de la Central.	46
4.4.5.1	Edificio del reactor.	47
4.4.5.2	Edificio del turbogenerador.	47
4.4.5.3	Edificio de Control.	48
4.4.5.4	Edificio de generadores diesel.	48
4.4.5.5	Edificio de tratamiento de Desechos Radiactivos.	48
4.4.5.6	Edificio de la planta de tratamiento de agua y taller mecánico.	48
4.5	Anatomía de un reactor de agua en ebullición (BWR).	48
4.5.1	Vasija del reactor y sistemas internos.	50
4.5.2	Sistemas de recirculación de agua al reactor.	50
4.5.3	Sistema de vapor.	50
4.5.4	Sistema de manejo de barras de control.	50
4.5.5	Combustible nuclear e instrumentación asociada.	50
4.6	Ensamblajes de combustible y barras de control.	50
4.7	Generación de energía eléctrica en una central nuclear.	51

CAPITULO 5.

LA SEGURIDAD EN UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA.

5.	Introducción.	53
5.1	Pastillas de combustible.	55
5.2	Vainas de zircalloy.	55
5.3	Vasija del reactor.	55
5.4	Contenedor primario.	55
5.5	Contenedor secundario.	56
5.6	Sistemas de enfriamiento.	57
5.7	Breve historia de eventos nucleares.	58
5.7.1	El accidente de Windscale (Gran Bretaña).	58
5.7.2	El accidente de Three Mile Island (E.U.).	58
5.7.3	El accidente de Chernobyl (Ucrania).	60
5.7.3.1	Características del reactor “RMBK”.	61
5.7.3.2	Cambios inmediatos en la seguridad.	61
5.7.3.3	Rediseño de las barras de control.	62
5.7.3.4	Modificaciones a largo plazo.	62

5.7.3.5 Coeficiente de hueco positivo.	62
5.7.4 El accidente de Vandellos I (España).	63

CAPITULO 6.

DESECHOS RADIATIVOS.

6.1 Introducción.	64
6.2 Desechos radiactivos gaseosos.	64
6.2.1 Desechos del proceso de fisión.	64
6.2.2 Desechos por activación neutrónica.	65
6.2.3 Sistema de tratamiento de desechos gaseosos.	66
6.2.3.1 Sistema de tratamiento de gases desprendidos (off-gas) por eyector de aire.	66
6.2.3.2 Sistema de sellado de collarín de gases de salida.	68
6.2.3.3 Operación de una bomba de vacío mecánica.	68
6.3 Desechos radiactivos líquidos.	69
6.3.1 El proceso de tratamiento para desechos líquidos.	70
6.4 Desechos radiactivos sólidos.	72
6.4.1 Tratamiento para desechos radiactivos sólidos.	72

CAPITULO 7.

CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR.

7.1 Definición del ciclo.	76
7.2 La materia prima en la naturaleza.	77
7.3 Extracción o beneficio del mineral.	78
7.4 Purificación del mineral.	80
7.5 Conversión.	80
7.6 Enriquecimiento.	80
7.6.1 Difusión gaseosa.	81
7.6.2 Centrifugación gaseosa.	81
7.6.3 Enriquecimiento por láser.	81
7.7 Fabricación del combustible.	81
7.8 Generación de energía e irradiación de combustible.	82
7.9 Final del ciclo de combustible.	83
7.9.1 Disposición del combustible gastado.	83
7.9.2 Almacenamiento del combustible irradiado.	86
7.9.2.1 Niveles de desechos.	86
7.9.2.1.1 Residuos de bajo nivel (Low Level Wastes).	86
7.9.2.1.2 Residuos de nivel medio (Intermediate Level Wastes).	86
7.9.2.1.3 Desechos de alto nivel (High Level Wastes).	86
7.9.2.2 Almacenamiento de desechos de alto nivel.	86
7.9.3 Reprocesamiento.	89
7.9.4 Vitrificación del combustible irradiado.	89

CAPITULO 8.

SITUACION MUNDIAL DE LA NUCLEOELECTRICIDAD.

8.1 Organismos reguladores de la industria nucleoelectrica.	90
8.1.1 “Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias” (CNSNS).	90
8.1.2 Comunidad Europea de Energía Atómica (EURATOM).	91
8.1.3 “Organismo Internacional de Energía Atómica” (OIEA - IAEA).	91
8.1.4 Agencia de la Energía Nuclear (NEA).	91
8.1.5 Asociación Mundial de Operadores Nucleares (World Association of Nuclear Operators -WANO).	91
8.1.6 Instituto de Operación de Plantas Nucleares. (Institute of Nuclear Power Operations-INPO).	92
8.2 Organismos opositores a la energía nuclear.	92
8.2.1 “Greenpeace”.	92
8.3 La alternativa de la energía nuclear.	93
8.4 Comparación de una Central Nucleoelectrica con otras.	95
8.4.1 Con una Central Mareomotriz.	95
8.4.2 Con una Central Geotérmica.	95
8.4.3 Con una Central Eólica.	95
8.4.4 Con una Central Solar.	96
8.4.5 Con una Central Hidroeléctrica.	96
8.4.6 Con una Central Termoeléctrica.	96
8.4.7 Con la energía de la biomasa.	97
8.5 Estadísticas.	99
8.6 Nucleoelectricidad en México y su comparación con otras centrales generadoras.	102

CAPITULO 9.

ACONTECIMIENTOS QUE PROPICIARON LA INVESTIGACIÓN.

9.1 Generalidades.	104
9.2 Evento de detonación en el reactor de Hamaoka (Japón).	105
9.3 Evento de detonación en el reactor de Brunsbuettel.	109
9.4 Causas que originaron las explosiones.	111

CAPITULO 10.

CÁLCULOS DE DETONACIÓN RADIOLÒTICA.

10.1 Introducción.	114
10.2 Secuencia de cálculo.	114
10.2.1 Flujos y porcentajes.	114
10.2.2 Cálculo de tuberías.	116

10.2.3 Cálculo de la difusividad del hidrógeno radiolítico.	117
10.2.3.1 Cálculo del factor “Z”.	118
10.2.4 Cálculo del flujo difusional.	121

CAPÍTULO 11.

RECOMENDACIONES Y COMENTARIOS FINALES.

11.1 Conclusiones.	128
11.2 Secuencia de cálculo abreviada.	128
11.3 Recomendaciones.	131
11.3.1 Criterios para configuración de tubería.	131
11.3.2 Cumplimiento de objetivos.	131
11.4 La energía nuclear como alternativa.	132
11.4.1 Sugerencias.	134

CAPÍTULO 12.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS.

12. Referencias Bibliográficas.	136
--	------------

CAPITULO 1.

INTRODUCCION.

1.1. Evolución de la energía a lo largo de la historia de la humanidad.

Definimos “trabajo” como la fuerza que actúa sobre un objeto para moverlo a cierta distancia, y definimos la “energía” como la capacidad que posee dicho objeto para realizar este trabajo. Pero resulta mucho más fácil explicar las utilidades de esa energía en la historia y en la actualidad, que tratar de definir su esencia por medio de su relación física con el trabajo.

La humanidad en su proceso evolutivo ha estado bien relacionada con el uso de la energía en sus variadas formas, desde el descubrimiento, producción y control del fuego, cada vez que el hombre ha descubierto una nueva fuente de energía, o crea un nuevo procedimiento para aprovecharla, este experimenta avances científicos y tecnológicos muy importantes.

El aprovechamiento de la energía mecánica con la fuerza de tracción de animales de arado quitó al hombre de su vida nómada, desarrollando la agricultura, dando así paso al florecimiento de las grandes civilizaciones antiguas.

La utilización de la energía eólica (viento) junto con la invención de la vela de navegación, dio un gigantesco impulso al comercio entre las antiguas culturas, transformando las rutas marítimas y acercando a las civilizaciones entre sí.

El empleo de la energía mecánica en su clasificación de cinética y potencial, a través de las caídas y corrientes de agua liberó a los hombres de labores que requerían gran esfuerzo físico y con inventos como la rueda hidráulica, se dio paso a los talleres y fábricas de etapas posteriores al Renacimiento.

El inglés James Watt con su invento, la máquina de vapor, convirtió el trabajo de artesano en producción en masa, dando origen a las modernas fábricas de la revolución industrial entre los siglos XVIII y XIX.

Finalmente los enormes avances de la humanidad desde hace 150 años hasta nuestros días fueron fundamentalmente posibles gracias al aprovechamiento de la energía en todas sus formas conocidas ^(40, 12, 13).

1.2. Formas de energía.

Antes de entrar en detalle con los temas principales de este libro, es preciso hacer una muy breve reseña de las formas o tipos de energía conocidas en la actualidad por el hombre.

1.2.1 Energía mecánica.

Es aquella que poseen los cuerpos en movimiento o por su posición sobre la superficie terrestre y su fuente natural por excelencia es la fuerza de atracción terrestre, mejor conocida como “gravedad”.

La energía que posee un cuerpo móvil (como por ejemplo una corriente de agua) se llama “energía cinética”, frecuentemente la energía no se gasta pero es capaz de realizar un trabajo cuando se libera, y a esta energía almacenada se le define como “energía potencial”

(como la energía que posee el agua almacenada en una presa, una cinta de hule que se estira, o un resorte que esta comprimido). Ambas forman parte de la energía en movimiento o “energía mecánica”.

Otra fuente natural de obtención de la energía mecánica es la energía eólica, cuya fuente natural es el viento, el cual ha sido utilizado en la navegación mediante velas, y posteriormente para producir el movimiento de las ruedas en los molinos de viento.

Otra forma natural de energía mecánica es la “energía maremótica”, cuya fuente natural es el mar, y cuyo movimiento de aguas y corrientes marinas es consecuencia de la fuerza de gravedad dando origen a las mareas, y ayudada por el viento produce olas ^(40, 36).

1.2.2. Energías luminosa, térmica y química.

El calor también es una forma de energía, ocasionada por el movimiento continuo de las moléculas que componen la materia, y desde luego la fuente más importante de este tipo de energía es el sol, el cual es fuente de otro tipo de energía llamada “luminosa”, consistente en ondas electromagnéticas sensibles al ojo humano, y que se propagan transversalmente y en todas direcciones por varios medios, incluyendo el vacío.

La “energía química” es aquella capaz de hacer espontánea una reacción entre 2 ó más compuestos a nivel molecular, pongamos algunos ejemplos:

Los árboles y las plantas almacenen energía solar (luminosa y térmica) para producir mediante reacciones (energía química) los principales nutrientes y materiales que las integran.

La reacción dentro de un acumulador ó pila es energía química, la cual rápidamente se transforma en energía eléctrica, mecánica, luminosa y calorífica, como es el caso del automóvil.

Cuando se quema la madera (producto de una reacción, llamada comúnmente “combustión”, ocasionada por energía química), la energía almacenada se libera como calor y luz. Recuérdese que “la energía no se crea ni se destruye, solo se transforma ^(40, 12)”.

1.2.3. Energía eléctrica.

Esta forma de energía, tan importante como la mecánica, también tiene su fuente en la naturaleza manifestándose espectacularmente como rayos, pero desafortunadamente no nos es posible aprovechar este fenómeno meteorológico como fuente natural y necesitamos generar, pues, electricidad a partir de otras formas de energía como las mencionadas anteriormente, atravesando por la aduana de la transformación de cualquiera de esas fuentes en energía mecánica antes, como se puede mostrar en los siguientes esquemas:

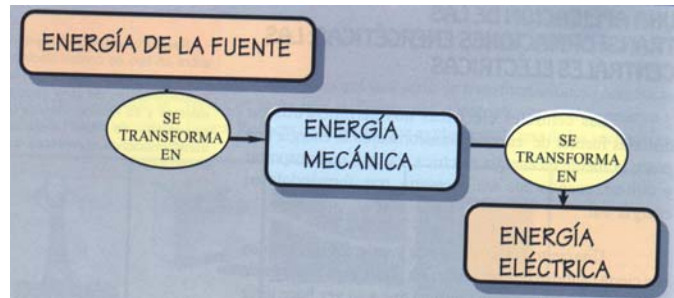


Fig. 1-1. Ley de la conservación de la energía aplicada a la generación de electricidad.

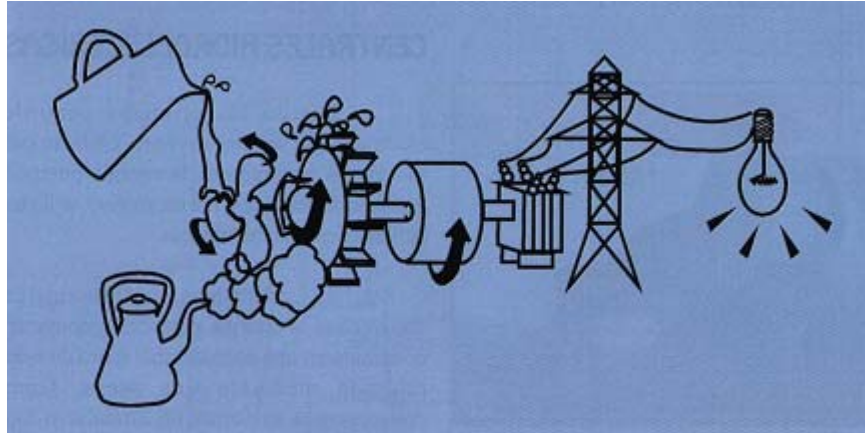


Fig. 1-2. Esquema sencillo de conversión, mediante una turbina de agua y / o vapor, de energía mecánica a energía eléctrica ⁽⁴⁰⁾(13).

CAPITULO 2.

LA ENERGÍA ELÉCTRICA.

2.1 Teoría atómica.

Desde los tiempos de la Antigua Grecia hemos tenido el conocimiento de que toda la materia está formada por partículas infinitamente diminutas llamadas moléculas, las cuales a su vez están constituidas por átomos, los cuales durante siglos se pensó que eran indivisibles.

Hoy en día sabemos que un átomo está constituido fundamentalmente por un núcleo central, donde están localizados los protones y los neutrones, y que alrededor del núcleo giran los electrones.

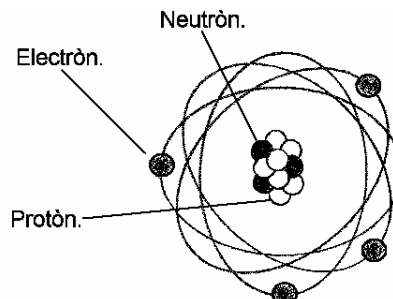


Fig. 2-1. Anatomía del átomo.

Tanto el protón como el neutrón poseen más ó menos la misma masa, y la diferencia entre ellos radica en que el primero tiene una carga positiva de (+1) y el segundo no tiene carga (cero). Protones y neutrones integran el núcleo del átomo, cuya masa es igual a la suma de las masas tanto de protones como de neutrones que lo conforman, y la carga eléctrica total del núcleo es igual a la suma de todas las cargas de los protones.

Los electrones son 1840 veces más ligeros que los protones y cada uno posee carga negativa (-1), el número de electrones en un átomo es igual al número de sus protones, por lo que las cargas totales están balanceadas, y esto impide que los electrones salgan disparados de sus órbitas. Si pudiésemos ver de cerca de un átomo, observaríamos que se trata de un pequeño sistema solar, donde el sol es el núcleo (formado por protones y neutrones) y alrededor están los electrones como los planetas, girando alrededor del sol y en órbitas bien definidas ^(40, 41, 10).

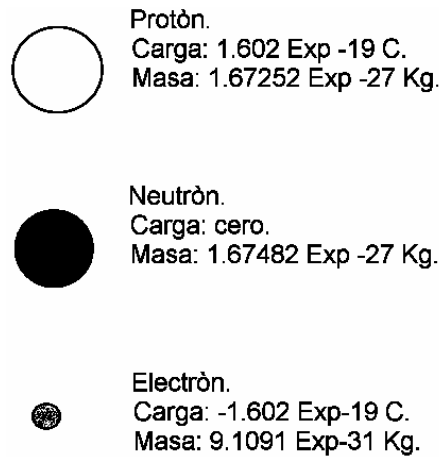


Fig. 2-2. Propiedades de las principales partículas subatómicas

El número de protones (que es igual al número de electrones) en un átomo en estado basal, se le llama “número atómico”, y la suma de las masas de los protones y las masas de los neutrones se le conoce como “masa atómica”. Este parámetro proporciona una idea determinada de la masa del átomo, ya que las masas de ambas partículas subatómicas (protón y neutrón) son aproximadamente iguales, y la masa de los electrones es comparativamente despreciable ^(40, 41, 10).

2.2. Producción de electricidad.

Una corriente eléctrica a través de un alambre consiste de un flujo de electrones ya excitados por otras manifestaciones de energía (luz, calor o rozamiento).

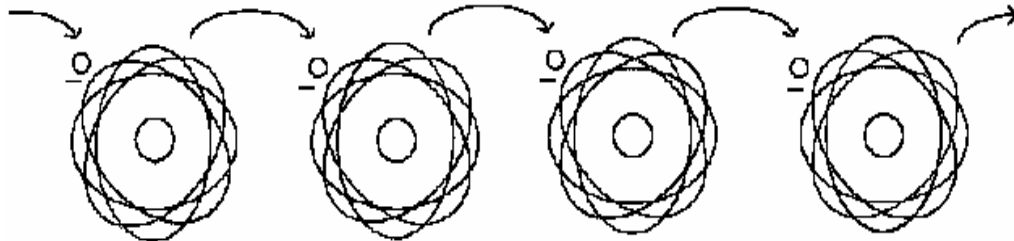


Fig. 2-3. Flujo de electrones excitados, brincando de átomo en átomo.

La figura nos muestra un arreglo de átomos metálicos normales, con su ordenamiento normal de electrones orbitales por cada átomo, cuando un electrón excitado y libre se adiciona al átomo de la izquierda, los demás electrones saltan a su vez a átomos sucesivos a la derecha, dando como resultado un acarreo general de electrones libres de un lado hacia el otro.

En el esquema del trozo del alambre metálico solo están indicados los electrones libres, los cuales se mueven de un lugar donde hay un exceso de los mismos (carga negativa) hacia un lugar donde existe su carencia (carga positiva) ^(12, 13).

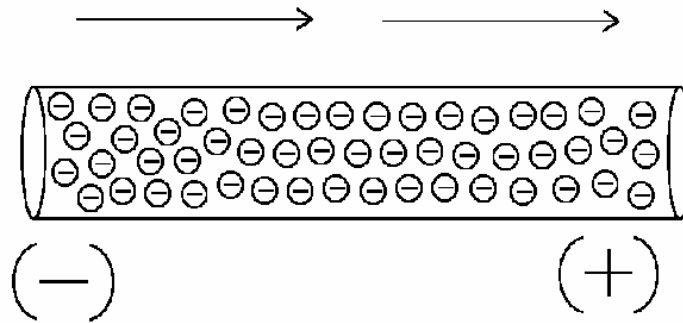


Fig. 2-4. Flujo de electrones (corriente eléctrica) a través de un alambre conductor.

Al conectarse un alambre a las terminales de una pila seca y nueva, circulará una corriente por un alambre conductor, generando esta, a u vez, un campo magnético, cuyo sentido será el de la corriente, y sus líneas de acción se entenderá fácilmente siguiendo la regla de la mano izquierda.



Fig. 2-5. Generación de campo magnético y regla de la mano izquierda.

Gracias a que la producción de esta energía en forma de corriente eléctrica es relativamente sencilla, el hombre le ha dado utilidad desde principios del siglo XIX. Se puede producir corriente eléctrica haciendo mover a un conductor en el seno de un campo magnético; al conductor se le llama armadura ó bobina y el conjunto en sí recibe el nombre de generador eléctrico o motor ^(12, 13, 8).

Un motor eléctrico tiene una vuelta ó espira de alambre (armadura), con la libertad de girar en un campo magnético.

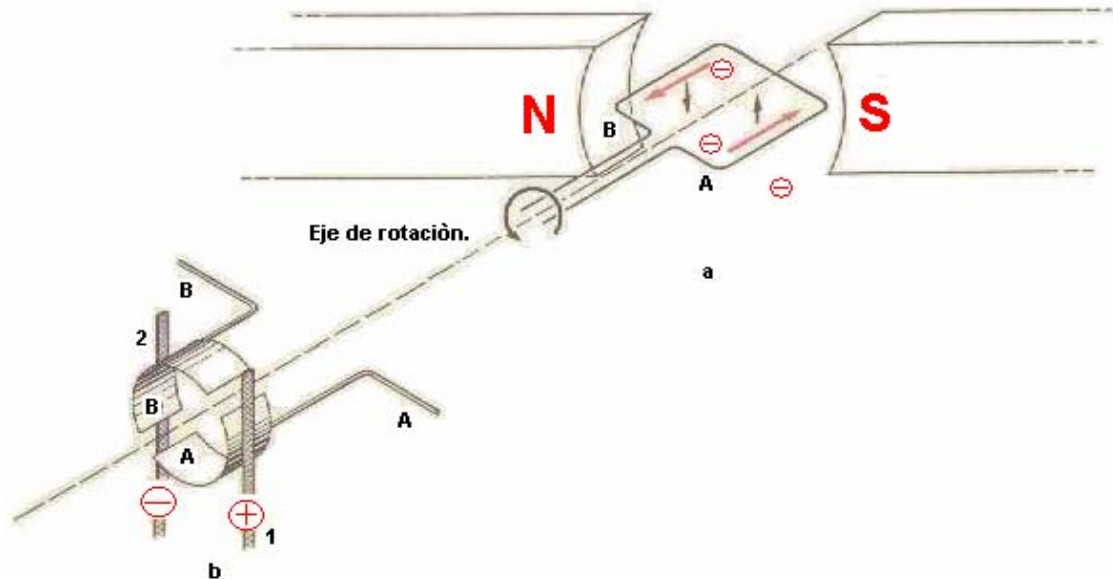


Fig. 2-6. Esquema sencillo de un motor eléctrico.

Si los electrones se alejan por el lado “A” de la vuelta, la fuerza resultante hace que el conductor se eleve.

A su vez, los electrones que se aproximan por el lado “B” de la espira, lo mueven hacia abajo. Como resultado, la espira gira en un sentido contrario a las manecillas del reloj hasta que “A” este arriba y “B” abajo. La inercia de la espira de alambre la hace sobrepasar ligeramente esta posición, pero la espira retrocede hacia la vertical, que es lo más lejos a donde puede ir.

Para obtener una rotación continua la corriente debe invertirse, y esto se consigue utilizando un anillo dividido en dos mitades (conmutador).

Las dos mitades del anillo están montadas en el mismo eje que la espira de alambre y giran con ella. Los dos conductores flexibles (escobillas), son fijos y rozan el anillo cuando gira.

Durante media rotación, la escobilla (1), toca la mitad “A” del anillo, mientras que la escobilla (2) toca la mitad “B”.

Como la escobilla (1) es negativa los electrones entran por “A” y salen por “B”. media revolución después la escobilla (1) toca la mitad “B” y la escobilla (2) a la mitad “A”, y los electrones entran por “B” y salen por “A”. Así, el sentido de la corriente en la espira giratoria de alambre se invierte automáticamente cada media revolución.

En las terminales de la bobina se genera un voltaje. Si se conecta un foco en ellas, el filamento se tornará incandescente, debido al paso de la corriente de electrones. El conjunto que forman el campo magnético y la bobina se denomina “generador”, el cual transforma la energía mecánica, utilizada para mover la bobina, en “electricidad”.

Para producir energía eléctrica es necesario disponer de un generador y de energía mecánica para moverlo, ya que la energía eléctrica es energía mecánica transformada ^(12, 13, 8).

2.3 Fuentes de producción de energía eléctrica.

Basándose en el principio de la conservación de la energía, desde hace ya bastante tiempo el hombre ha logrado obtener, y así producir, toda la energía eléctrica requerida por él mismo, mediante la construcción de grandes centrales ó plantas generadoras, destacándose las que a continuación se citan.

2.3.1 Centrales hidroeléctricas.

Con base en la transformación de energía mecánica en energía eléctrica, esta última puede obtenerse utilizando agua almacenada en grandes cantidades para mover así ruedas provistas de aspas llamadas “turbinas” (en este caso “turbinas hidráulicas”), las que en su momento provocan el movimiento de los generadores de corriente.

El flujo de agua va de un nivel superior a otro inferior conteniendo energía cinética que se convierte en el trabajo para mover las aspas de dichas turbinas.

Desde hace más de un siglo se ha aprovechado esta energía hidráulica para generar energía eléctrica y es, por lo tanto, un recurso renovable.

La infraestructura y el grupo de instalaciones construidas para el aprovechamiento de esta energía mecánica (potencial y cinética) del agua, se llama “Central Hidroeléctrica”.

Esta central hidroeléctrica está condicionada tanto en construcción como en su maquinaria de las características de su lugar de emplazamiento tales como geografía, condiciones climáticas, densidad de población y cercanía a grandes centros de trabajo ⁽⁴⁰⁾.

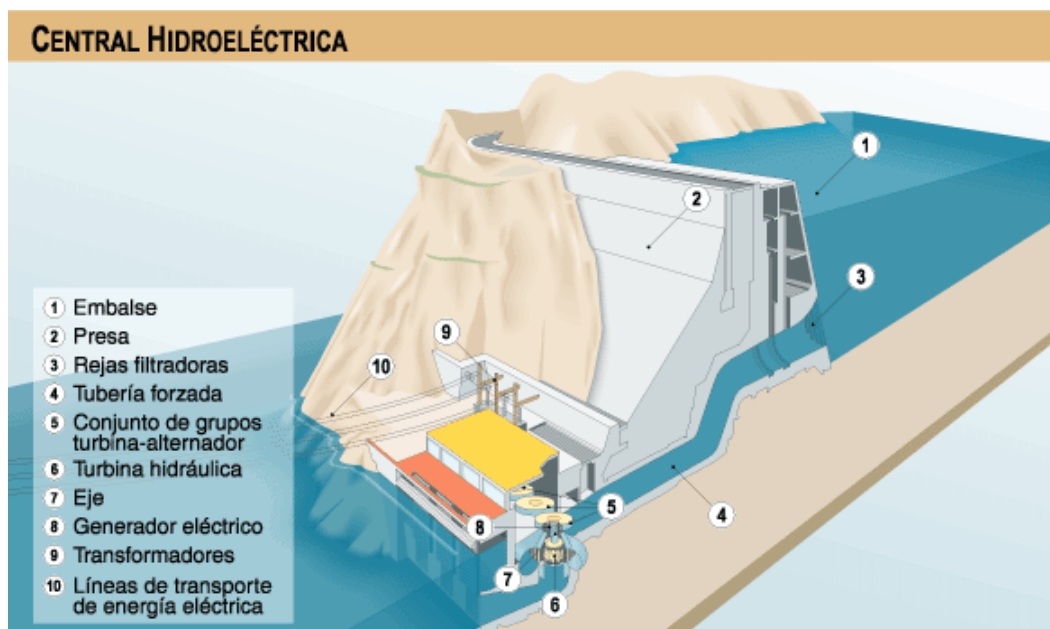


Fig. 2-7. Arreglo general de una central hidroeléctrica.

Las centrales hidroeléctricas se clasifican en 3 grandes grupos:

2.3.1.1 Centrales de aguas fluyentes.

Son aquellas centrales que por medio de una obra de toma, captan una parte del caudal de un río y lo llevan hacia ellas para su aprovechamiento, de volviéndolo posteriormente al río ⁽⁴⁰⁾.

2.3.1.2 Centrales de pie de presa.

Son aquellas instalaciones hidroeléctricas con la capacidad de almacenar grandes cantidades de agua de un río, regulando el caudal mediante un embalse llamado presa ⁽⁴⁰⁾.

2.3.1.3 Centrales de canal de resto o abastecimiento.

Aquí podemos establecer dos tipos:

2.3.1.3.1 Con desnivel existente a un canal de riego.

Se aprovecha la energía hidráulica por medio de la construcción de una tubería de circulación forzada que lleva el caudal hacia las turbinas de la central y lo devuelve finalmente hacia el canal de riego.

2.3.1.3.2 Con desnivel existente a un río cercano.

La infraestructura hidroeléctrica se instala cercana a un río, y aprovecha el caudal en exceso del canal llevándolo después al río (ó canal de riego) o viceversa.

Principales Centrales Hidroeléctricas en México:

Chicoasén (Chiapas), Infiernillo (Michoacán), Zimapán (Hidalgo), Aguamilpas y El Cajón (Nayarit). ^(40, 42).

2.3.2 Centrales termoeléctricas.

Definimos una termoeléctrica como una central ó planta que utiliza combustible fósil (carbón, gas natural y combustóleo) para generar vapor, el cual moverá una turbina y por consecuencia un generador de energía eléctrica; en resumidas cuentas, la energía química involucrada en la quema del combustible fósil se transformará en energía eléctrica para consumo de la sociedad.

El diagrama de flujo para el funcionamiento de todas las centrales térmicas convencionales es prácticamente el mismo, independientemente del combustible que utilicen; la diferencia estriba en el tratamiento que recibe cada tipo de combustible antes de alimentarse a la caldera o generador de vapor, y en el tipo de quemadores, según el tipo de combustible.

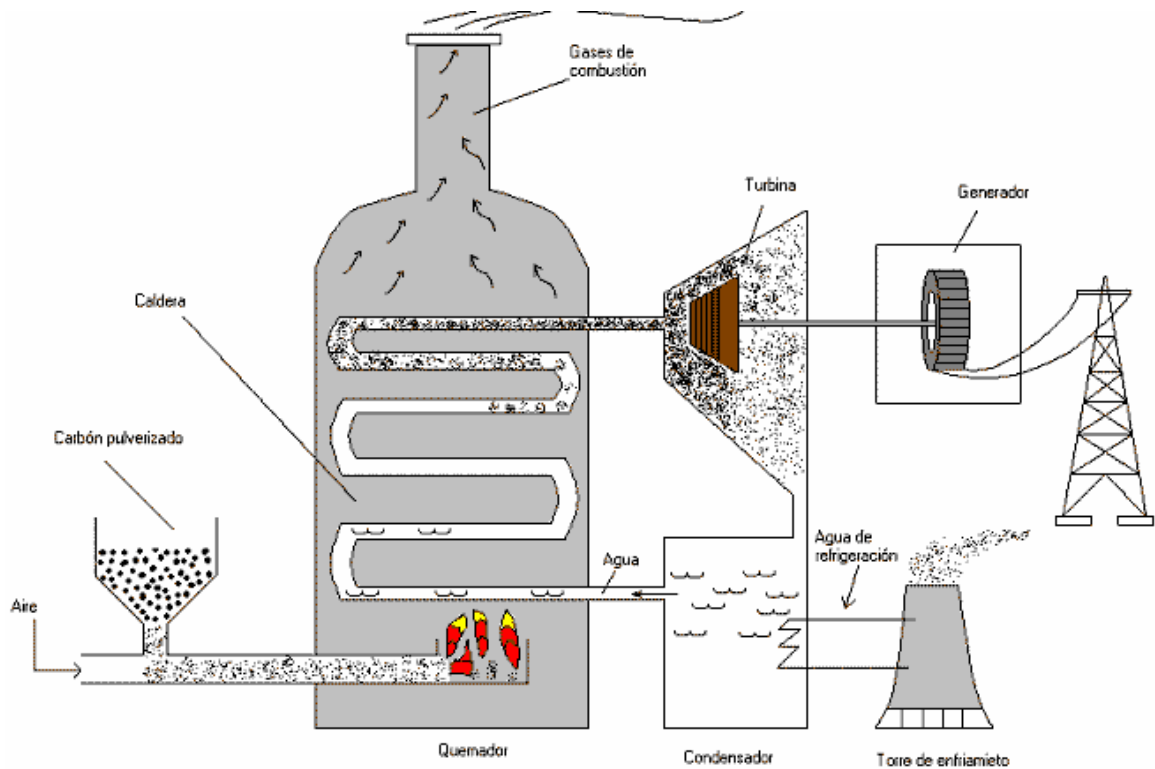


Fig. 2-8. Diagrama generalizado de una central termoeléctrica.

Cuando se utiliza carbón, primeramente se tritura hasta quedar un polvo fino, para después inyectarse con chorros de aire caliente.

Si se trata de combustóleo, este se precalienta y ya entra fluidizado a los quemadores para su combustión.

Finalmente, si el combustible es el gas natural, este se alimenta a unos quemadores específicos para tal especie.

En común, para los 3 tipos de combustible, la energía liberada en el proceso químico de combustión en la cámara de la caldera, transforma en vapor el agua líquida contenida en los tubos de dicha caldera. Este vapor recalentado (con temperaturas que alcanzan a llegar hasta los 600°C) se bombea a presión alta por un sistema de tuberías hasta una turbina de 3 secciones: alta, media y baja presión, aprovechando así al máximo la fuerza del vapor, ya que este pierde presión progresivamente. Con la presión del vapor se hace rotar a la turbina produciéndose energía mecánica, la cual a su vez se transforma en energía eléctrica por medio de un generador acoplado a la turbina por un sistema de flecha.

A su vez, el vapor con calor residual que ya no se puede aprovechar (entre 40°C y 60°C) y una presión de vacío (entre 400 y 500 mm Hg) pasa de la turbina al condensador, convirtiéndose de nuevo en agua líquida, la cual se recicla a la caldera, el calor latente de condensación de vapor es absorbido por el agua de refrigeración, que lo pasa a los alrededores por medio de torres de enfriamiento⁽⁴⁰⁾.

2.3.2.1 Plantas o Centrales de Ciclo Combinado.

Su proceso consistente esencialmente en inyectar a una caldera el carbón finamente pulverizado ó combustóleo ligero ó pesado, ó los gases que son producto de la descarga de una turbina ó gas natural.

Además de aprovechar la potencia generada por la turbina de gas, utilizamos también el gas de salida de dicha turbina para alimentarlo directamente a la caldera de carbón ó combustóleo y de esta manera aumentar el rendimiento del sistema.

La tecnología de la gasificación del carbón está consiguiendo en los últimos años muy buenos resultados cuando esta se halla ligada a un ciclo combinado, es decir, a sistemas que permiten el aprovechamiento de una turbina de vapor y una turbina de gas. A este sistema se le conoce como el ciclo combinado con gasificación de carbón integrada (CCGCI), el cual constituye una tecnología de combustión limpia de carbón con elevada eficiencia en energética.

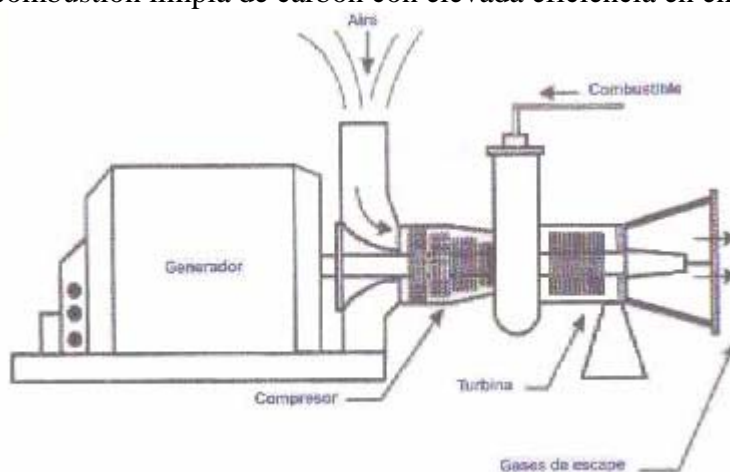


Diagrama de una Planta Turbogas

Fig. 2-9. Central termoeléctrica con turbina de gas.

Las ventajas ambientales de la generación de electricidad por el “CCGCI” consisten en emisiones muy bajas de óxidos de azufre (SO_x) y partículas lo que hace posible consumir carbones con alto contenido en azufre y baja calidad⁽⁴⁰⁾.

2.3.3. Centrales Geotérmicas.

En ciertas regiones de nuestro país y del mundo es posible obtener vapor a altas presiones y directamente del subsuelo, para así producir energía eléctrica.

La infraestructura destinada para este propósito es una “Central Geotérmica”. Una central geotérmica no es nada más que una central termoeléctrica, en la que la caldera ha sido reemplazada por el reservorio geotérmico, y en la que la energía es suministrada por el calor de la tierra, la cual, en contacto con el agua de corrientes subterráneas forma el vapor que sale hacia la superficie terrestre a grandes presiones⁽⁴⁰⁾.

Existen 3 tipos de centrales geotérmicas, cuyos ciclos de generación de electricidad se muestran a continuación:

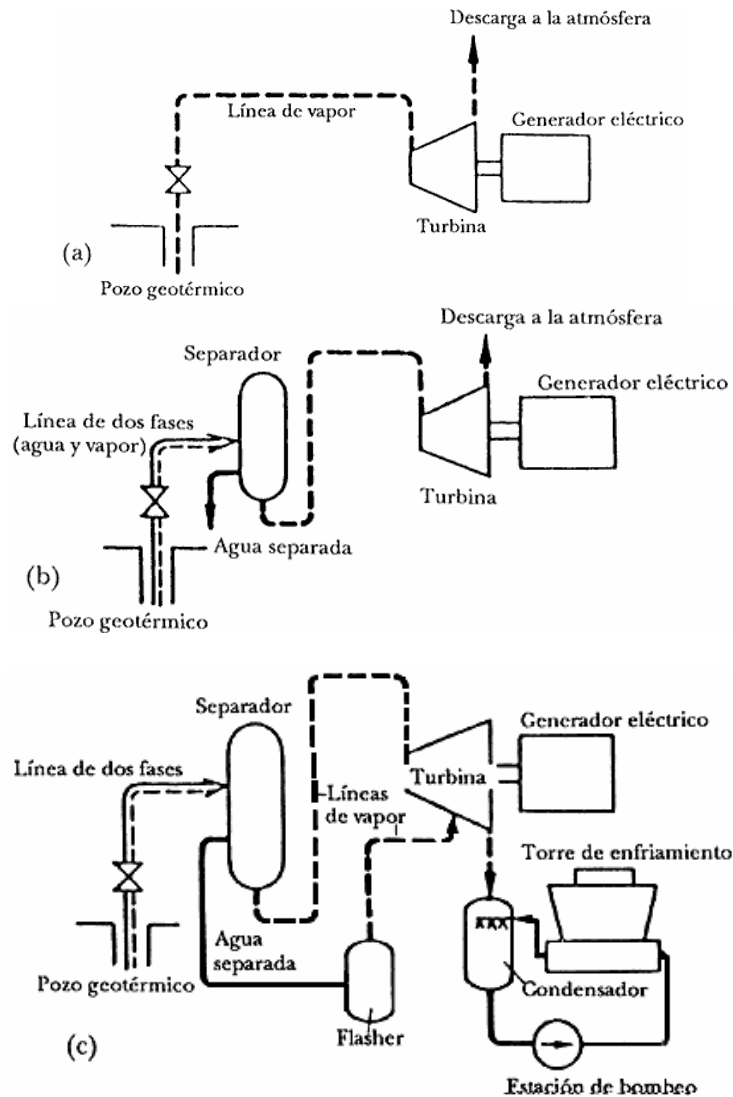


Fig. 2-10. Los tres arreglos principales de una central geotérmica.

2.3.3.1. Puntos de Aprovechamiento Térmico.

Es difícil el aprovechamiento de esta energía térmica del subsuelo para generar energía eléctrica, por el variado flujo de calor y las diversas conductividades térmicas de los materiales de la corteza terrestre en distintas geografías, pero existen puntos en el planeta donde el aprovechamiento del reservorio geotérmico es muy rentable, y son los lugares que dan variaciones de temperatura de entre 100 y 200 °C por kilómetro^(40, 41).

Estos puntos aptos para el aprovechamiento térmico son de 3 tipos:

2.3.3.1.1. Puntos Hidrotérmicos.

Poseen en su interior agua en estado líquido y vapor generándose un flujo a dos fases cuando salen a la superficie, dependiendo de la presión y la temperatura, suelen localizarse yacimientos así entre 1 y 10 km de profundidad ^(40, 41).

2.3.3.1.2. Puntos Geopresurizados .

Son similares a los hidrotérmicos, se localizan a mayor profundidad y el fluido transportador de calor se halla entre los 100 y los 200° C, con una mayor presión de 1000 bars, con alta salinidad y acompañado de bolsas de gas ^(40, 41).

2.3.3.1.3. Puntos de Roca Caliente.

En estos puntos el fluido está atrapado entre formaciones rocosas impermeables, a una temperatura de entre 100 y 300 ° C, y esta cercano a bolsas de magma ó lava ^(40, 41).

2.3.4 Centrales Solares.

Se define una central solar como aquella instalación que utiliza la energía proveniente de la radiación solar para transformarla en energía eléctrica.

El proceso se lleva acabo de dos formas:

2.3.4.1. Proceso Fotovoltaico.

Consiste en hacer incidir la radiación solar sobre la superficie de un cristal semiconductor, al que se le denomina “célula solar” ó “fotocelda”, originándose así un efecto fotoeléctrico ó fotovoltaico, produciéndose así la corriente eléctrica ^(40, 41).

Por el momento el empleo básico de este tipo de centrales es para iluminación y aplicaciones domésticas.

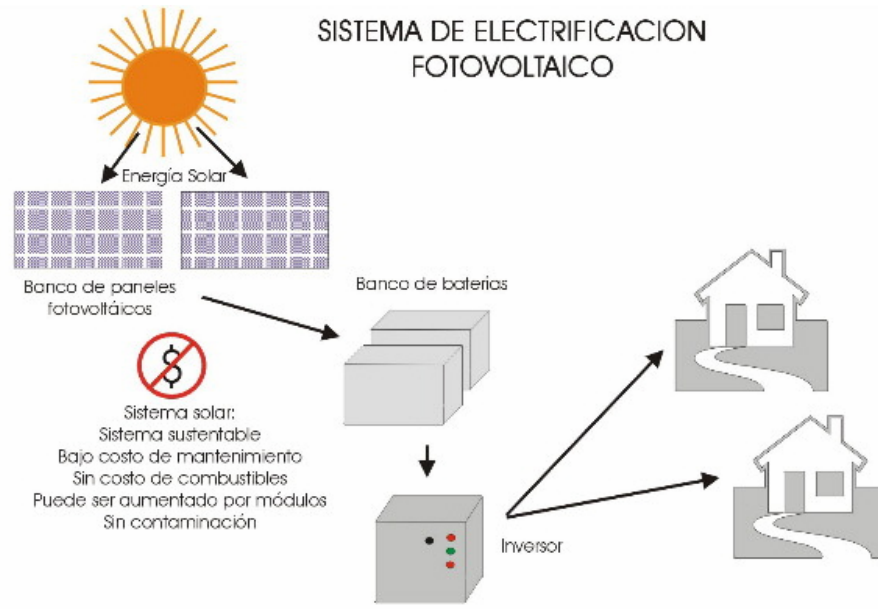


Fig. 2-11. Generación de energía eléctrica a base de energía solar mediante el proceso fotovoltaico.

2.3.4.2 Proceso foto térmico.

Este proceso consiste en calentar por radiación solar un fluido (que por lo regular es agua), produciéndose vapor, el cual se dirige hacia una turbina, la cual hace trabajar al generador, produciéndose así la energía eléctrica.

La captación y la concentración de la radiación solar se lleva a cabo mediante fotoceldas de gran tamaño llamadas “heliostatos”, los cuales se autodirigen al sol, siguiendo sus movimientos y orientación con respecto a la tierra ^(40, 41).

Para una potencia de 10 megawatts de energía eléctrica, se ocupará una superficie en heliostatos de 20 hectáreas:

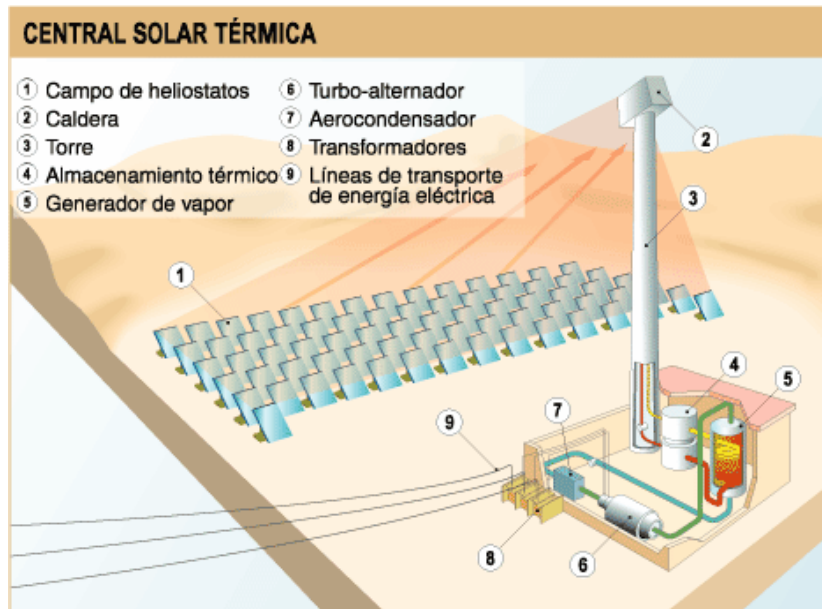


Fig. 2-12 Generación de energía eléctrica a base de energía solar mediante el proceso fototérmico.

2.3.5 Centrales Eólicas.

Conocemos como energía eólica al aprovechamiento de la energía originada por el viento; en otras palabras, la energía eólica es la energía mecánica que transporta al aire en movimiento en forma de energía cinética. El viento se origina por el calentamiento desigual de la corteza terrestre, provocando los movimientos por convección de la gran masa atmosférica.

Desde tiempos muy remotos el hombre utilizó la energía eólica para propulsar sus barcos y mover sus molinos de viento, y hoy en día se aprovecha para la generación “limpia” de energía eléctrica, y segura.

Una central eólica es la infraestructura que se encarga de transformar la energía cinética que lleva el viento en energía mecánica de rotación, y así mover un generador de energía eléctrica, y para ello se construye una torre con una hélice ó rotor en su extremo más alto^(40, 41).

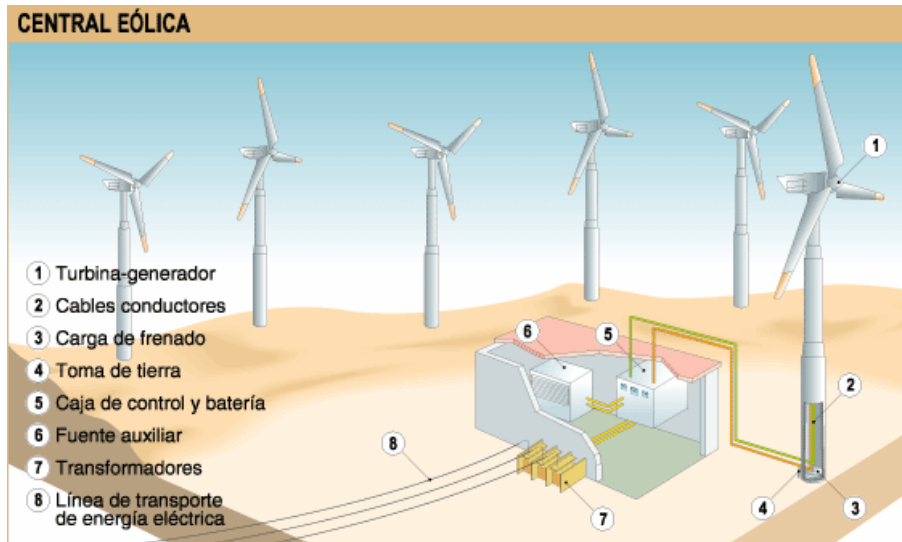


Fig. 2-13. Diagrama general de una central eólica.

Este rotor puede contar con múltiples palas que se orientan en dirección de los vientos dominantes; las palas giran alrededor de un eje horizontal, el cual está relacionado por medio de un sistema de engranes a un generador eléctrico. A estos sistemas se les denomina “aerogeneradores”, y una “central eólica” no es más que un conjunto de aerogeneradores.

Un aerogenerador debe tener una potencia comprendida entre los 100 y los 600 KW, tomando un promedio de 450 KW, debe ser instalado en un lugar que tenga vientos dominantes de por lo menos 6.5 m / seg. Debe tener 40 m de altura, y el radio de sus palas debe ser de 20 m; la velocidad de las palas debe ser fija y de por lo menos 30 revoluciones por minuto (30 rpm); los aerogeneradores deben estar alineados y variar su posición conforme a la dirección del viento reinante ^(40, 41).

2.3.6 Central Mareomotriz.

La energía mareomotriz es aquella que va asociada a las mareas, las cuales son el producto de la atracción por gravedad entre la tierra, el sol y la luna principalmente.

Estas “mareas” pueden apreciarse como una variación del nivel del mar en los distintos litorales del planeta, ocurren cada 12 horas en promedio, y dichas diferencias pueden ser de entre 2 y 15 metros, según la topografía costera.

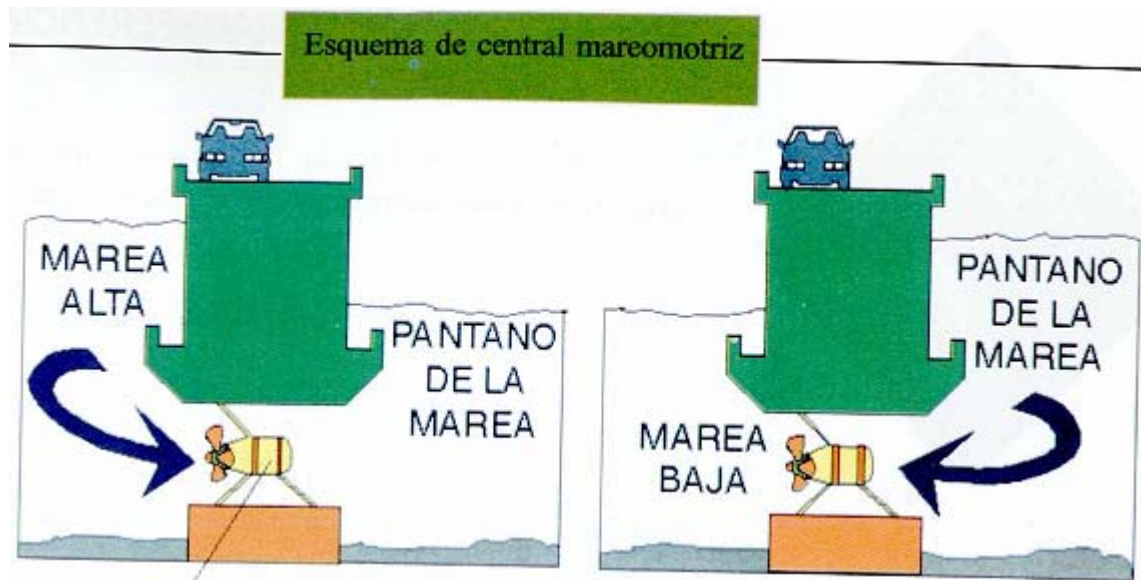


Fig. 2-14 Diagrama general de una central mareomotriz.

Una central mareomotriz es aquella que aprovecha la energía almacenada de las mareas, y la transforma en energía eléctrica útil para la comunidad. La tecnología utilizada consiste en encauzar el agua de la marea de una cuenca, y en su camino accionar las propelas marinas ó turbinas que van unidas directamente con el generador. Cuando las aguas se retiran, es decir, cuando baja la marea, también se genera electricidad, usando un generador de turbina reversible; a esta innovación se le llama “bulbo”, que permite aprovechar la corriente en ambos sentidos (de flujo y refluo), aprovechando de esta forma el máximo de posibilidades que ofrecen las mareas.

Cada grupo bulbo está conformado por la turbina cuya rueda motriz posee 4 propelas orientables y va acoplada directamente con el generador de electricidad, y ambos funcionan dentro de una cámara metálica en forma de ojiva ^(36, 51, 56).

CAPITULO 3.

RADIOACTIVIDAD.

3.1. Concepto de radiactividad.

Llamamos “radiactividad” a la desintegración de los núcleos de los átomos excitados de ciertos elementos naturalmente inestables, formándose otros elementos menores y con la emisión de radiación ^(21, 10).

3.1.1. Generalidades sobre radiación.

Las radiaciones forman parte fundamental del mundo en que vivimos. Todos los seres humanos siempre han estado expuestos a radiaciones visibles e invisibles que proceden de toda la materia que existe en el universo, y el hombre se ha familiarizado con distintas formas de radiación. Por ejemplo, la luz la podemos ver y es por lo tanto, una radiación visible; el calor lo sentimos y por ello, es una radiación sensible; los rayos ultravioleta, infrarrojos y rayos “x” son tres formas de radiación que aunque no son visibles ni sensibles para el hombre, si son perfectamente detectables.

Ahora bien, la radiación que nos importa en este caso, es la “Radiación Nuclear”, y esta constituida por moléculas u ondas electromagnéticas que emiten los núcleos en desintegración de los átomos inestables, para convertirse en otros más estables ^(40, 41).

3.1.2 Antecedentes históricos.

A fines del siglo XIX el francés Henri Becquerel encontró que ciertos cristales conteniendo sales de uranio liberaban algún tipo de radiación de alta energía capaz de velar un negativo fotográfico.

Estos rayos son de naturaleza similar a los “rayos X” descubiertos por el alemán Wilhelm Roentgen 10 años antes.

Ambos científicos concluyeron que no se trataba de un flujo de electrones, ya que éstos no podían pasar a través del vidrio, ocurriéndolo contrario con otros materiales.

Estos experimentos sobre la radioactividad de ciertos elementos como el uranio, el polonio y el radio, llevados a cabo posteriormente por los esposos Pierre y Marie Curie llevaron, en el año 1902, al conocimiento sobre el fenómeno de la trasmutación de un átomo en otro diferente a partir de la ya mencionada desintegración espontánea, la cual se llevaba a cabo con un gran desprendimiento de energía, lo que llevo al físico alemán Albert Eintein en 1905, a explicar que dichos desprendimientos de energía eran el resultado de la conversión de infinitesimales cantidades de masa en la misma, de acuerdo con la expresión matemática:

$$E = mc^2 \quad (3.1)$$

Todos estos acontecimientos llevaron a la conclusión de que si se lograban desintegrar a voluntad los átomos de algún elemento, se lograrían obtener enormes cantidades de energía (40, 41).

Es en 1938 cuando un grupo de científicos alemanes liderados por Otto Han, comprobaron el fenómeno de fisión nuclear, bombardeando con neutrones núcleos del isótopo del uranio U^{235} , concluyendo que el núcleo de dicho isótopo se partía en otros dos de masas menores a la del primero, emitiendo radiación liberando energía calorífica y desprendiendo otros neutrones, los cuales partían a otros núcleos del mismo isótopo, y así sucesivamente (reacción en cadena):

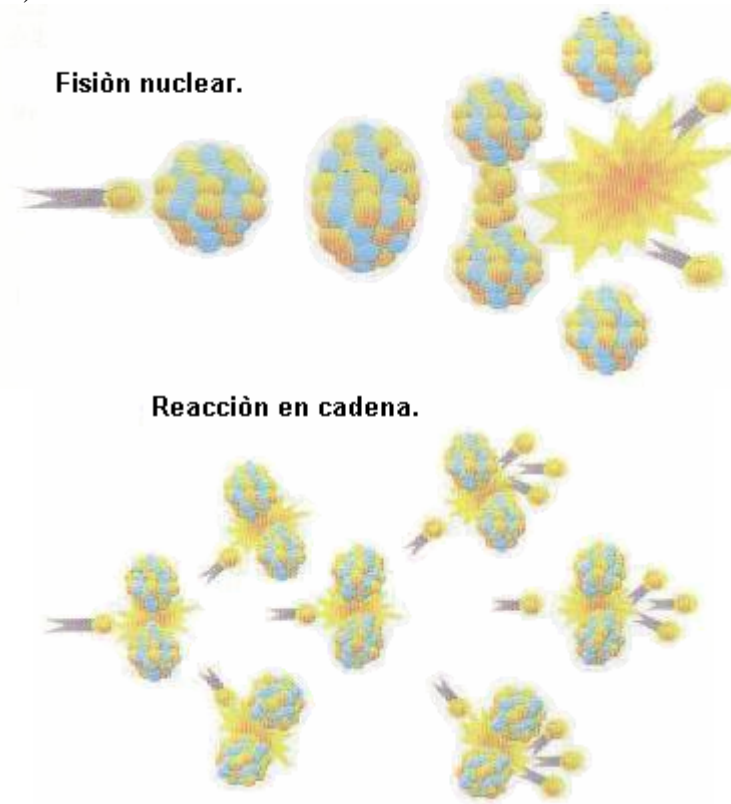


Fig. 3-1. Reacción de fisión atómica con la consecuente reacción en cadena (40, 41).

3.2 Tipos de radiación.

Se debe al físico inglés Ernest Rutherford el legado científico de que si la radiación se somete a la acción de campos eléctricos y magnéticos, se comprueba que la radiación natural se puede separar en tres principales componentes:

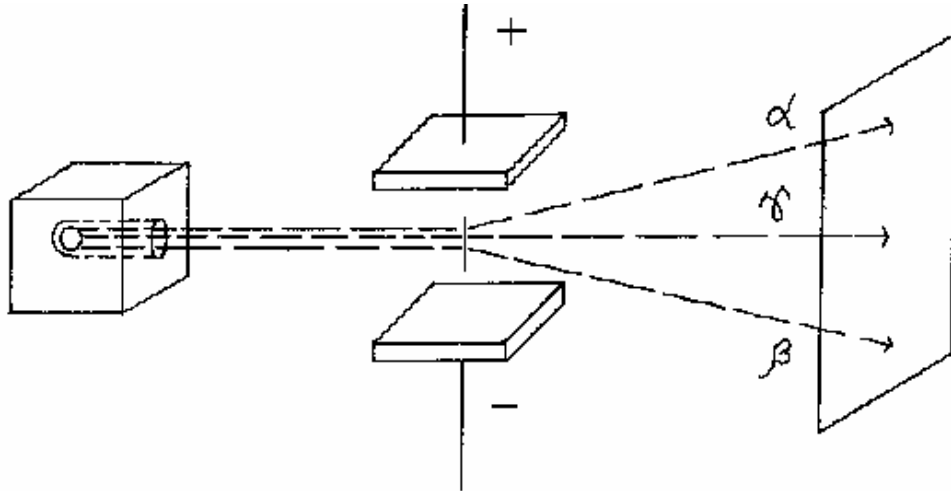
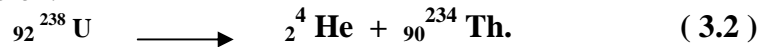


Fig. 3-2. Emisión de radiación desde una fuente excitada, y la subsecuente separación, mediante un campo magnético, de los tres tipos principales de radiación.

3.2.1 La radiación alfa ().

Esta consiste en la emisión de partículas cargadas positivamente, las partículas “alfa”, con carga +2 y masa 4 en la escala de masas atómicas, partículas que son iguales a los núcleos de átomo de helio (${}^4_2\text{He}$).

Cuando el núcleo de un átomo radioactivo emite una partícula , su número atómico se reduce en dos unidades y su masa en 4. Consideremos como ejemplo que un átomo de uranio ${}_{92}^{238}\text{U}$ emite una partícula . Entonces se origina un isótopo del torio, el ${}_{90}^{234}\text{Th}$. La transmutación de los elementos se produce mediante reacciones de este tipo, representadas por la siguiente ecuación:



Cuando una de estas partículas se frena al pasar a través de la materia, adquiere dos electrones libres transformándose en un átomo de helio (He). Estas partículas “ ” son emitidas por los materiales radioactivos a velocidades que oscilan entre las 2,000 y las 20,000 millas / seg ; velocidades que son relativamente bajas para este tipo de partículas, con energías que van de 4 a 10 MeV , siendo detenidas fácilmente por una delgada hoja de papel (21, 10, 53).

3.2.2 La radiación beta ().

Esta consiste en una misión de partículas cargadas negativamente (partícula), de propiedades iguales a las de los electrones. La emisión de una partícula “ ” , de masa despreciable y carga (-1) convierte a un neutrón (de masa”1” y carga “cero”) del núcleo en un protón (masa “1” y carga “+1”).

Se concluye por lo tanto, que la emisión de radiación “ ” no modifica la masa atómica, pero aumenta en una unidad el número atómico.

Tenemos como ejemplo de emisión de radiación β^- , la desintegración de elemento torio $^{234}_{90}\text{Th}$ (90 protones y 144 neutrones), a protactinio (91 protones y 143 neutrones), representada por la ecuación:



El símbolo “ ${}_{-1}^0\text{e}$ ” representa una partícula “ β^- ”, es decir, un electrón.

La masa de una partícula “ β^- ” es 1/ 1840 la masa de un protón, por eso se considera despreciable.

Estos electrones son emitidos a velocidades próximas a la de la luz, pueden alcanzar varios metros de longitud en el aire, pero pueden ser detenidos por una delgada hoja de aluminio o varias hojas de papel. La energía de emisión de estas partículas “ β^- ” va de 1.0 a 3.5 Mev (mega-electrones volt) ^(21, 10, 53).

3.2.3 La radiación gamma (γ).

Consiste en una emisión de fotones de alta energía (desde 0.04 hasta 3.2 Mev) y de longitud de onda muy corta (de 5×10^{-4} hasta 0.1 nm). La emisión de radiación gamma acompaña a casi todas las reacciones nucleares.

Se produce debido a un cambio de energía del núcleo excitado, que produce la emisión de partículas “ α ” ó “ β ”. Este núcleo emite a su vez un fotón, descendiendo a un estado energético más bajo y más estable. La emisión de radiación gamma no produce ningún cambio en el número atómico ni en la masa atómica. Viajando a la velocidad de la luz (300,000 Km/seg), estos rayos son altamente penetrantes y pueden ser detectados después de atravesar varias pulgadas de acero ^(21, 10, 53).

3.3 Tipos de radiación en base a la fuente.

En base a su origen ó fuente, las radiaciones se pueden clasificar en dos tipos:

3.3.1 Radiaciones naturales.

Proviene de los rayos cósmicos que nos llegan del Sol y del espacio exterior, el cual está lleno de elementos radioactivos; en la Tierra, los elementos radioactivos también los encontramos en los materiales con que se construyen las casas, en el aire, en el agua, en los alimentos, en los minerales de la corteza terrestre y hasta en el propio cuerpo ^(40, 41).

3.3.2. Radiaciones artificiales.

Son las que provienen de fuentes creadas por el hombre, tales como aparatos de televisión, cinematógrafos, luces artificiales, teléfonos celulares y relojes con pantalla luminosas, así como aparatos de rayos “X” y centrales nucleares por dar solo algunos ejemplos ^(40, 41).

3.4 Efectos sobre el organismo humano.

El efecto nocivo que la radiación produce en el hombre se debe a la ionización por la radiación y, finalmente, la destrucción de las moléculas orgánicas que constituyen todas y cada una de las células de organismo humano.

La magnitud del daño que puede ocasionar depende fundamentalmente de dos factores:

- 1) La cantidad de radiación que ha sido absorbida.
- 2) El tipo de radiación absorbida.

El primero se expresa comúnmente en “rads”. Un “rad” equivale a la absorción de 0.01 joules de energía por kilogramo de materia. El efecto biológico total de la radiación se expresa en “rems”, que se obtiene multiplicando el número de “rads” por un factor “n” específico para cada tipo de radiación:

$$\text{Número de rems} = n \text{ (número de rads).....(3.4)}$$

Para radiaciones “ α ”, “ β ”, y rayos “X” $n = 1$.

Para radiaciones γ y neutrones de alta energía entonces $n = 10^{(21)(38)(40)(41)}$.

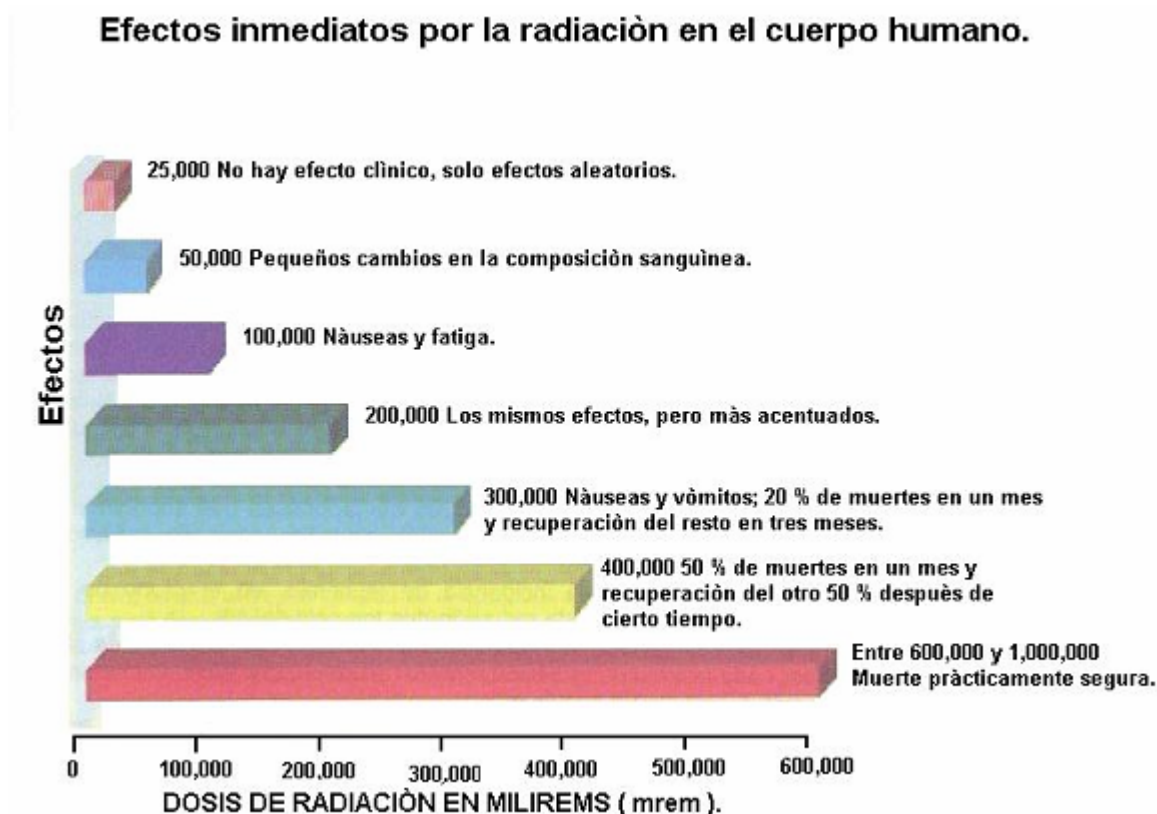


Fig. 3-3. Cuadro comparativo de los efectos biológicos que puede tener la radiación atómica sobre el organismo humano.

3.4.1 Síntomas y daños por radiación.

Si el cuerpo humano recibe una dosis significativa de radiación, entonces sufre daños y experimenta síntomas de acuerdo a la severidad de la exposición.

Las dosis de radiación recibidas en un corto periodo de tiempo por el organismo se clasifican de la siguiente manera:

3.4.1.1 Dosis baja.

No produce efectos clínicos detectables, raramente excede los 25 rems, aunque puede alcanzar los 50 rems. Si las dosis son ligeramente más altas pueden producir algunos cambios de naturaleza temporal en ciertas células del cuerpo y posiblemente síntomas retardados ^(21, 38, 40, 41).

3.4.1.2 Dosis moderada.

Su rango va de los 50 a los 200 rems, y cuando se recibe casi siempre se observan cosas y el daño varía de muy ligero a serio.

En su límite más bajo de exposición, los síntomas incluyen cambios en las células sanguíneas, hinchazones, incremento en la acidez del protoplasma, colapsamiento de cromosomas y la interrupción de particiones celulares. En los límites altos de exposición los síntomas incluyen náuseas, vómito, fatiga y posibles cambios en la sangre, y cuando la dosis es cercana a los 200 rems se sufre pérdida del cabello, garganta irritada, palidez, diarrea y adelgazamiento.

Los efectos retardados de la dosis moderada pueden ser la reducción en la esperanza de vida de $\pm 1\%$ y algunos hombres pueden morir de 2 a 4 semanas después de la exposición ^(21, 38, 40, 41).

3.4.1.3 Dosis mediana letal.

Está en el rango de los 200 a los 400 rems, dándose un porcentaje significativo en la posibilidad de muerte. Los síntomas incluyen náuseas y vómito en 1 ó 2 horas, seguidos por un periodo latente hasta de 1 semana, y después de este vienen la depilación, pérdida de apetito y fatiga general con fiebre. A la tercera semana se presenta la inflamación severa de la boca y la garganta. La cuarta semana trae palidez, moretones, diarrea, sangrado de nariz y adelgazamiento rápido.

A nivel celular, la reproducción es afectada permanentemente. En el hombre, la discapacidad puede acompañarse de cambios severos en la coloración de la sangre, incluyendo anomalías en los glóbulos rojos y blancos, en las plaquetas y la hemoglobina. También puede desarrollarse una anemia intratable, esterilidad y la formación de cataratas oculares. Se tendrá una depilación permanente y habrá muchos cambios en la piel formándose cáncer ^(21, 38, 40, 41).

3.4.1.4 Dosis letal.

Una exposición a la radiación de 600 rems ó más sobre el organismo humano se considera una dosis letal. Se presentan síntomas como náusea y vómito en un período aproximado de dos horas, seguido por otro período latente corto de aproximadamente una semana, en el cual hay diarrea, vómito e inflamación de boca y garganta. Transcurriendo la segunda semana se presenta fiebre y un rápido adelgazamiento físico, con la probabilidad de muerte, la cual usualmente resulta más allá de 3 semanas. ^(21, 38, 40, 41).

La siguiente tabla resume los efectos que pueden darse por exposición de un individuo a una dosis simple de radiación en varios niveles:

DOSIS (rems).	EFECTOS PROBABLES.
0 a 25	No se presentan daños considerables.
25 a 50	Pequeña reducción en la población de leucocitos.
50 a 100	Mutaciones en células sanguíneas. Hinchazón y acidez en protoplasmas Alteración cromosomática.
100 a 200	Falta de partición celular, náuseas, vómito, fatiga, depilación falta de apetito, garganta irritada.
200 a 500	Náuseas, vómito, palidez, diarrea, depilación, pérdida de apetito, fatiga y fiebre alta.
500 a 600	Mismos síntomas anteriores, acompañados de moretones, cambio de color en la sangre, cataratas y anemia.
Más de 600	Náusea, vómito, diarrea, inflamación de garganta, fiebre, Adelgazamiento físico y muerte ^(21, 38, 40, 41) .

3.4.2. Exposiciones a radiación (fuentes).

Como hemos visto, los efectos biológicos de la radiación pueden ser serios, dependiendo de varios factores y condiciones. Sin embargo, la radiación puede ser manejada de una manera segura y realizar aplicaciones útiles para el hombre. Es necesario que los seres humanos desarrollen al menos un grado de familiaridad con la radiactividad.

Una ignorancia exagerada resulta en un miedo ciego a la radiactividad y en una total falta de apreciación a los peligros de la radiación.

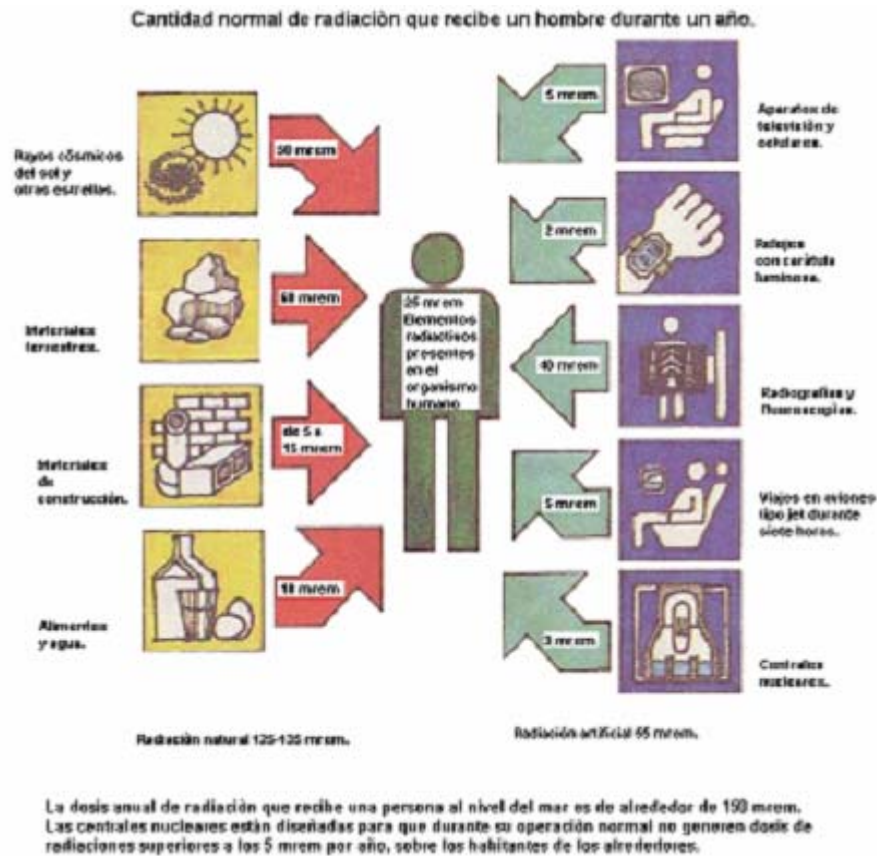


Fig. 3-4. Dosis de radiación recibidas por el cuerpo humano en el transcurso de un año y fuentes que las producen.

La vida diaria involucra muchos peligros a la salud tan grandes ó mayores que la radiación; el alentar un temor morboso a estos peligros se considera tonto, debido a que ellos forman parte de la vida diaria , son reconocidos y se toman las medidas de seguridad apropiados para conjurarlos.

Esta actitud es precisamente la que debería ser asumida con respecto a los peligros de la radiación.

Todas las personas están continuamente expuestas a la radiación natural. La radiación cósmica del espacio exterior esta siempre presente. Al mismo tiempo, la corteza terrestre tiene muchos elementos radiactivos que llegan a los materiales de construcciones, alimentos, ropa y muchos otros artículos de uso humano.

Cuando se incluye la radiación recibida por fuentes artificiales, se concluye que los seres humanos pueden y toleran una radiación considerable durante su vida, la siguiente tabla da fé de lo que aquí estipulado (21, 38, 40, 41).

EXPOSICIONES A LA RADIACIÓN EN MILIRREMS (1×10^{-3} rems)

Fuentes.	mrems / año
I naturales.	
A. Externas al cuerpo humano.	
1. De la radiación cósmica	28
2. De la tierra	47
3. De los materiales de construcción	3
B. Internas.	
1. Aire respirado	2
2. Tejidos (principalmente $^{40}_{19}\text{K}$)	21
Total de fuentes naturales	101
II. Fuentes creadas por el hombre.	
A. Procedimientos médicos.	
1. Diagnósis por rayos "x"	55
2. Radioterapia por rayos "X" (radioisótopos)	10
3. Diagnósis interna, terapia.	1
B. Industria de energía nuclear.	
	0.1
C. Carátulas luminosas de reloj, T.V, celulares	
	1
D. Residuos nucleares radiactivos de bombas	
	4
Total de fuentes artificiales	71.1
TOTAL ^(21, 38, 40, 41)	172.1

3.5 Protección y medición contra la radiactividad.

Aquí se explican las formas de protección radiológica implantadas para escudar al personal que trabaja con la misma, y al público en general.

3.5.1. Decaimiento de la radiactividad.

Los núcleos de átomos radiactivos se hallan en un estado de excitación y contienen un exceso de energía el cual se emite en forma de radiación alfa, beta ó gamma. Algunos isótopos radiactivos decaen en un solo paso al estado estable pero también puede ser alrededor de una docena de etapas antes de convertirse en un isótopo estable. Así, es posible seguir al uranio 238 en su serie de desintegraciones (${}_{92}^{238}\text{U}$) (21, 39, 40, 54, 53, 55).

El producto final y estable, como vemos, es el plomo 206 (${}_{82}^{206}\text{Pb}$). En esta tabla se ve que, cuando una partícula “ α ”, se emite, el peso atómico se reduce 4 unidades y el número atómico se reduce en 2, ya que se pierden 2 protones y 2 neutrones; cuando se emite una partícula “ β ” el peso atómico permanece constante y el número atómico se incrementa por uno. La ecuación que representa el decaimiento es:

$$N = N_0 e^{-\lambda t} \quad (3.5)$$

Donde:

N_0 = Número de átomos presentes al inicio.

e = Base de los logaritmos naturales.

λ = Constante de decaimiento del isótopo radiactivo.

t = Tiempo.

N = Números de átomos restantes en el tiempo “ t ”.

La constante de decaimiento “ λ ” se relaciona con otro término bastante útil llamado la “vida media” de un elemento radioactivo (21, 39, 40, 54, 53, 55).

La intensidad de las radiaciones disminuye con el tiempo.

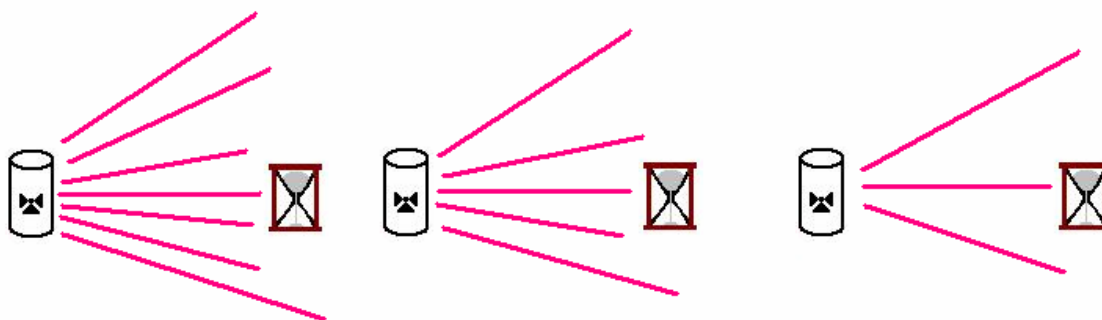


Fig. 3-5. Ejemplificación de cómo la intensidad de una radiación atómica decrece en función del tiempo transcurrido.

3.5.1.1 Vida media.

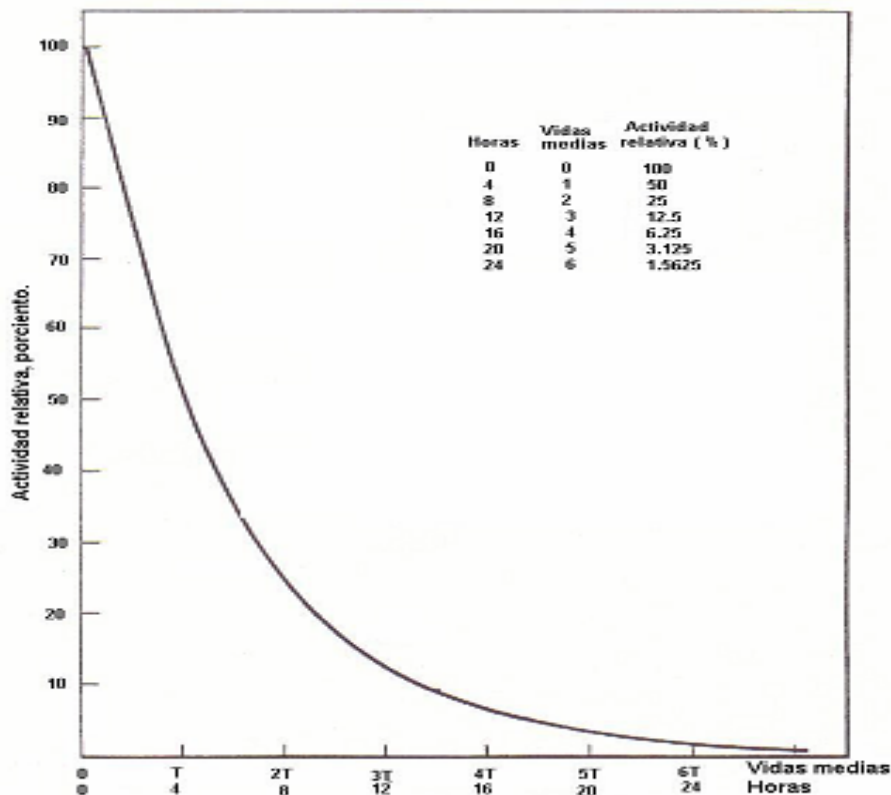
Cuando más frecuente se presenta una desintegración radiactiva, más inestables son los núcleos que se están desintegrando. La velocidad de una determinada desintegración se expresa experimentalmente como la “vida media”. La vida media de un isótopo radioactivo es

el tiempo necesario para que la radiactividad de una muestra de un isótopo dado se reduzca a la mitad de la que tenía en un tiempo $t = 0$ (inicio).

La ecuación representativa es:

$$t_{1/2} = 0.693 / \lambda \quad (3.6)$$

La vida media es útil como una característica particular de cada radioisótopo. En el siguiente gráfico podemos ver como después de 6 vidas medias la actividad de los átomos que están decayendo se reduce a menos del 2 % de la cantidad inicial.



Ejemplo del decaimiento de un radioisótopo.

Gráfico 3-1. Curva de decaimiento de la actividad relativa de un radioisótopo inestable en función del tiempo.

Los tiempos de vida media varían desde miles de millones de años para algunos radioisótopos hasta fracciones de segundo muy pequeñas para otros por lo que no podemos asegurar que algunos isótopos que hoy llamamos “estables” realmente lo sean, esto por tener períodos de desintegración tan grandes que no se puedan observar^(21, 39, 40, 54).

3.5.2 Distancia.

Cuando una fuente de radiación es de un tamaño pequeño, comparada con la distancia del receptor (esto es, que la distancia sea mayor que 3 veces el promedio de las dimensiones de la fuente) de tal manera que la podemos considerar como una fuente puntual, la “intensidad de la radiación” es inversamente proporcional al cuadrado de la distancia de la fuente.

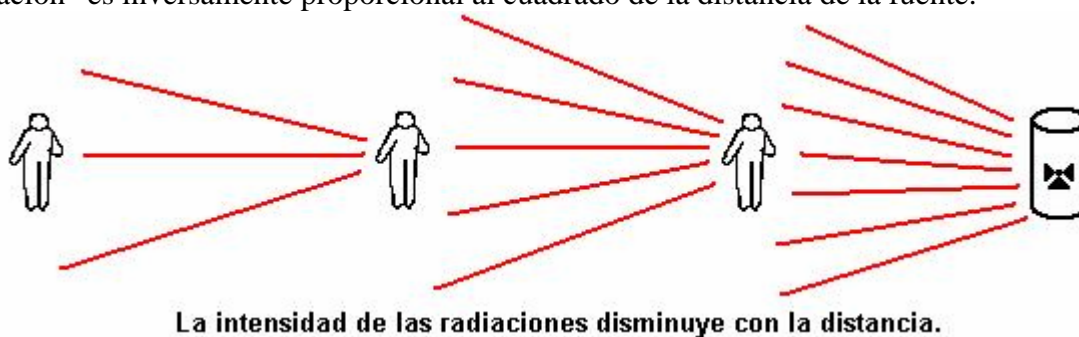


Fig. 3-6. Ejemplificación de cómo la intensidad de una radiación atómica decrece en función de la distancia.

La llamada “ley del cuadrado inverso”, esta expresada por la siguiente relación matemática:

$$I / I_0 = (d_0 / d)^2 \quad (3.7)$$

Donde:

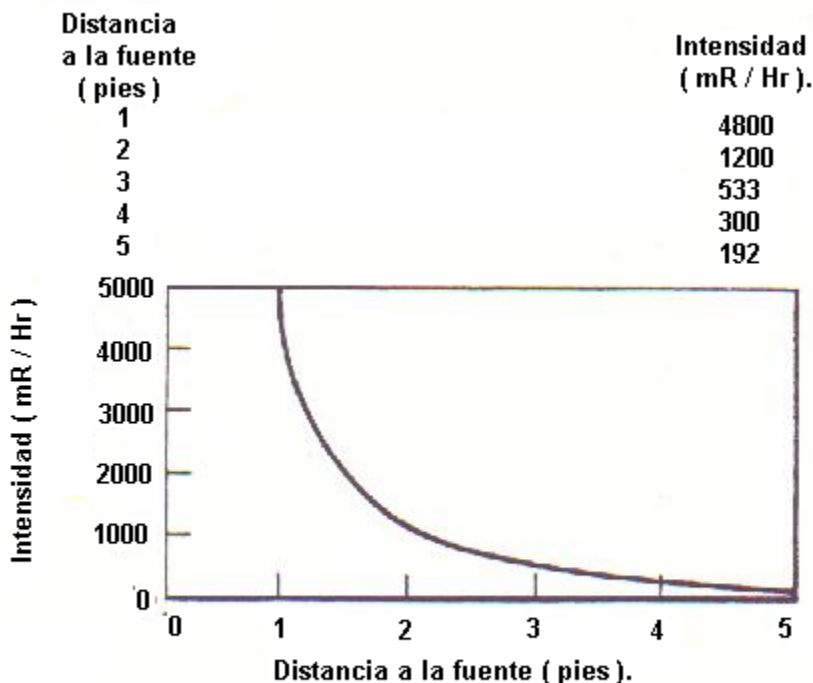
I = Rapidez de la dosis de radiación a la distancia “d”.

I₀ = Rapidez de la dosis de radiación a la distancia “d₀”.

d₀ = Distancia de la fuente a la cual la rapidez de dosis es “I₀”.

d = Distancia de la fuente a la cual la rapidez de dosis es “I” .

Esta variación de la intensidad con la distancia a una fuente puede graficarse:



Variación de la intensidad de radiación con la distancia a la fuente en coordenadas lineales.

Gráfico 3-2. Curva de decaimiento de la intensidad de radiación de un radioisótopo inestable en función de la distancia. ^(21, 39, 40, 54)

3.5.3 Barreras de blindaje.

La radiación se bloquea ó atenúa por los materiales de blindaje. Este blindaje es la protección de las personas manteniendo barreras efectivas alrededor de las fuentes de radiación; dichas barreras se construyen con materiales que absorben parcial ó totalmente la energía de diferentes radiaciones ^(21, 10, 44).

3.5.3.1 Blindaje de alfas.

La emisión de partículas “ α ” puede bloquearse por una capa muy delgada de material de blindaje, como por ejemplo una hoja de aluminio de 1/ 64 pulgada de grosor, una hoja de papel ó ropa común.

La penetrabilidad despreciable de la irradiación alfa es debida a su rango muy corto.

Por tanto, se concluye que los alfas no son un peligro pero si representan un riesgo biológico si entran al organismo humano por ingestión, inhalación ó a través de heridas abiertas ^(21, 39, 40, 41, 54, 53, 55, 44).

3.5.3.2 Blindaje de betas.

Las partículas betas son muchos más penetrantes que las partículas alfa y por esto mismo la ropa que usamos comúnmente solo nos proporciona una protección parcial contra la radiación de dichas partículas beta. La energía máxima promedio de las betas por el decaimiento de los productos de fisión es de 1.2 MeV, por lo que son fácilmente blindadas por la estructura que conforma la vasija de un reactor nuclear. Los overoles reducirán el nivel de las partículas beta del decaimiento de los productos de fisión por un factor de 1.8.

Las partículas beta son frenadas por su interacción con los electrones orbitales. De esta manera, mientras más denso sea el material y / o más empaquetados estén sus electrones, este material será más efectivo en parar las partículas beta.

Sin embargo, la radiación X es un producto derivado de la interacción electrónica, y la cantidad de radiación X producida es directamente proporcional al cuadrado del número atómico del material absorbente. Por lo tanto, es preferible utilizar como blindajes materiales con números atómicos bajos que puedan también parar efectivamente la radiación beta.

El aluminio es un absorbente estándar de laboratorio para las partículas beta. Posee un número atómico de 13, comparado con el plomo que tiene número atómico 82.

Cuando sea necesario, las operaciones que involucran emisiones beta pueden ser observadas por medio de materiales de blindaje transparente tales como el vidrio y el plástico.

El aire, entre la fuente de radiación y el trabajador, puede proporcionarnos algún grado de blindaje contra la radiación de partículas beta, pues como estas tienen una carga negativa y así son rechazadas por los electrones de los átomos del aire, esto causa que desvíen su camino frenándolas (21, 39, 40, 41, 54, 53, 55, 44).

3.5.3.3 Blindaje contra neutrones.

Contra los neutrones el espesor del blindaje protector depende de su composición, la energía de los neutrones y la posición del blindaje respecto a la fuente de emisión.

El blindaje contra los neutrones está relacionado con el blindaje de protección contra la radiación gamma, y el material que se utiliza en dicho blindaje debe ser efectivo para ambas radiaciones.

Un neutrón rápido (cuya energía oscila entre 1.0 y 10 Mev) interactúa por choque inelástico con núcleos de metales de peso atómico medio como el hierro (Fe), los cuales los absorben; estos últimos rebotan y emiten rayos gamma y neutrones con velocidad media.

Estos neutrones de velocidad media (cuyas energías van de 0.01 a 1.0 Mev) sufren un choque elástico con los núcleos de peso ligero de materiales hidrogenados y son desviados con menor energía o parados, provocando de todas maneras el rebote de los núcleos.

Los neutrones lentos desviados (con energías menores a 0.01 Mev) sufren absorción ó captura radiactiva por núcleos de boro ó de hidrógeno. Si el neutrón choca con un núcleo de boro, es totalmente absorbido por este, ocasionando la emisión de una partícula “ α ” y un núcleo de litio (Li). Si el neutrón choca con un núcleo de hidrógeno, se puede combinar con él para formar deuterio, emitiendo rayos gamma (21, 39, 40, 41, 54, 53, 55, 44).

3.5.3.4 Blindaje de gammas.

La radiación gamma penetra los materiales a grandes distancias. La protección proporcionada por la ropa es casi despreciable. Debido a que el espesor del material requerido para absorber la misma fracción de radiación gamma de cierta energía es, inversamente proporcional a la densidad del material, por tanto se necesitarán aproximadamente poco más de 300 capas de lana ó algodón para reducir a la mitad la intensidad de la radiación gamma. Como dijimos anteriormente, los materiales para blindaje deben tener tan buena absorción para radiación gamma como para la absorción de neutrones. Por ejemplo, en el blindaje de concreto hay hierro para la atenuación de gammas, y el fotón gamma puede reaccionar con un átomo del material de blindaje de dos maneras:

- a) puede ser desviado por los electrones orbitales del átomo.
- b) Puede ser absorbido por el núcleo del átomo, aunque esto es menos probable.

Los materiales más efectivos para blindajes contra la radiación gamma son los hechos de elementos que poseen densidades y números atómicos altos, elementos como el uranio, torio, oro y tungsteno, pero el peso y el costo de estos metales son la principal limitante para su uso como blindaje; por lo tanto, se usan metales de peso medio como el hierro, plomo y el aluminio.

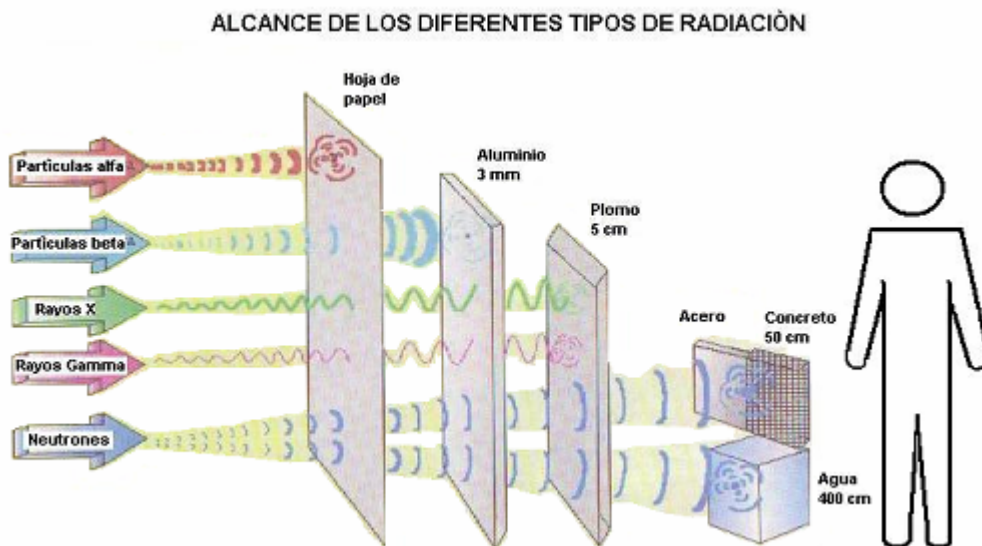


Fig. 3-7. Ejemplificación de cómo la intensidad de una radiación atómica es atenuada y algunos casos parada por distintos materiales. ^(21, 39, 40, 41, 54, 53, 55, 44).

3.5.4 Detección y monitoreo de radiación.

A medida que las emisiones de radiación que son producto de las desintegraciones nucleares traspasan la materia, le transfieren cierta cantidad de energía cinética.

La disipación de esta energía cinética a medida que la radiación penetra la materia, forma iones a partir de átomos ó moléculas neutras y estables; esta ionización es la base de los detectores utilizados para estudiar la inestabilidad de los radioisótopos ^(20, 21).

3.5.4.1 Detectores de ionización.

Esta clase de detectores transforma la ionización originada por las radiaciones de las desintegración en señales eléctricas. Dentro de esta clase se encuentran el tubo de Geiger-Müller, el contador proporcional y la cámara de ionización.

El contador Geiger –Müller consiste en un tubo lleno de gas argón (Ar) con un alambre central como ánodo y un cilindro exterior que toma el papel de cátodo. Entre los electrodos se mantiene un alto voltaje, y cuando una partícula ó un fotón gamma entran por una ventana directamente al tubo origina la ionización de los átomos del argón, tal y como se aprecia en la figura de arriba. Los electrones son atraídos hacia el ánodo y los cationes del gas hacia el cátodo, generándose una descarga y por consiguiente un flujo de corriente eléctrica, la cual se amplifica y se registra con un sonido, un destello de luz y / o un medidor ^(20, 21).

3.5.4.2 Cámaras de nieblas y de burbujas.

Los detectores de esta segunda clase son utilizados en investigaciones avanzadas sobre energía nuclear. El principio de funcionamiento de la cámara de niebla fue descubierto por el físico inglés C.T.R Wilson a fines del siglo XIX; según este

principio, una partícula que entra causa la condensación del vapor, en una atmósfera sobresaturada de alcoholó algún otro vapor, dejando un rastro visible de gotitas a lo largo de su trayectoria ionizada. En la cámara de burbujas, ideada en 1952 por el físico norteamericano Donald Glaser, la ionización producida en un líquido sobrecalentado ocasiona la ebullición del mismo y la formación de burbujas visibles a lo largo de toda la trayectoria ionizada ^(20, 21).

3.5.4.3 Detectores fotográficos.

Esta tercera clase de detectores consiste en emulsiones fotográficas similares pero de mayor densidad a los usuales y estas emulsiones son expuestas cuando las partículas cargadas a través de ellas y se desarrollan después por los métodos ordinarios de revelado. Estas emulsiones frecuentemente están “superpuestas” de tal manera que se puede estudiar la radiación y el poder de penetración ^(20, 21).

3.5.4.4 Detectores de centelleo.

Esta clase de detectores no se basa en la ionización, sino en la emisión de luz. Ciertas sustancias llamadas “fosforescentes” emiten luz visible al recibir el impacto de la radiación.

En el contador de centelleo se emite un destello de luz cada vez que una partícula nuclear ó fotón de rayo gamma golpea a una molécula de fósforo proporcionándole energía . Cada centelleo origina la emisión de un fotoelectrón. Las etapas del diodo amplifican la corriente de fotoelectrón hasta producir un pulso eléctrico en el aparato contador ^(20, 21) .

3.5.4.5 Dosímetros.

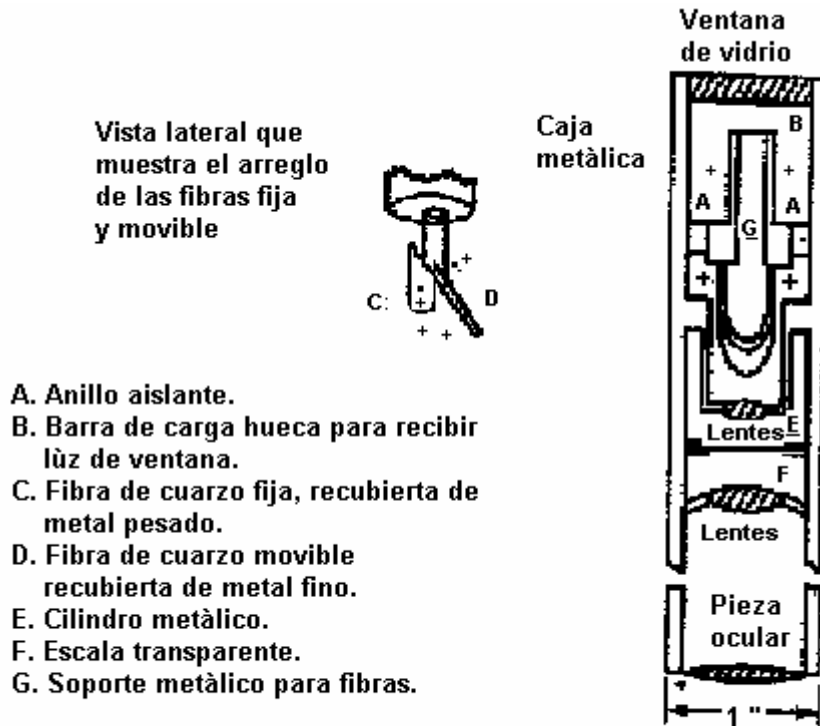
Los instrumentos que miden la dosis total de la exposición se llaman “dosímetros”, proporcionan una medición de la dosis ó de la rapidez de la dosis.

La unidad de la exposición a la radiación es el roentgen, que ésta basada en el efecto que tiene el paso de la radiación gamma ó “X” a través del aire, pero esta unidad es grande para medir exposiciones y por tanto se usa el miliroentgen frecuentemente para medir dosis pequeñas de exposición (1 miliroentgen = 1×10^{-3} roentgens).

A continuación mencionamos los tres tipos principales de dosímetro ^(20, 21) .

3.5.4.5.1 La cámara de bolsillo.

Es un electroscopio del tamaño de una pluma fuente. El electrodo en el dosímetro consiste en 2 fibras de cuarzo (una fija y otra móvil), cada una en forma de “U”, las dos fibras están fundidas en el extremo de la “U” y un microscopio se coloca en el extremo de la fibra movable. El dosímetro se carga con un voltaje de 10 voltios para deflectar la fibra móvil hasta el punto cero de la escala. La presencia de la radiación produce ionización, neutraliza la carga y permite que la fibra móvil regrese hacia la fibra fija en una distancia proporcional a la cantidad de la radiación absorbida ^(20, 21) .



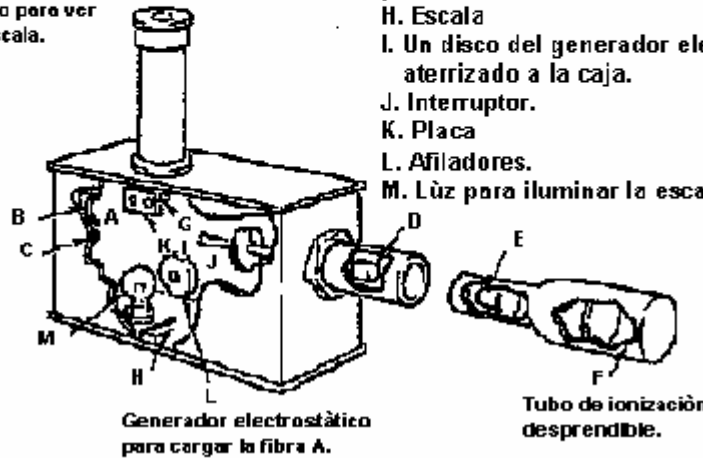
El dosímetro de bolsillo.

Fig. 3-8. El dosímetro de bolsillo como cuantificador de las dosis de radiación recibidas por el organismo humano cuando está expuesto a una fuente radiactiva ^(20, 21).

3. 5.4.5.2 El medidor “R”

El del tipo ionización, se forma de una cámara dedal ó medidor Roentgen, y un instrumento para cargar y medir la exposición a la cual la cámara de dedal estuvo sometida. Un medidor Roentgen es una forma especial de un condensador eléctrico. La placa negativa es el barril del medidor, y la placa positiva del condensador es el electrodo que se monta rígidamente en una relación coaxial con el barril; el espacio entre el electrodo y la superficie interna del barril está llena de aire. Cuando la radiación “X” ó gamma pasan a través de la cámara, el aire se ioniza en una cantidad directamente proporcional a la cantidad de radiación. Los electrones libres son recogidos por el electrodo cargado positivamente. Los iones positivos viajan a la pared de la cámara cargada negativamente. Esta acción descarga la cámara en proporción directa a la cantidad de radiación que pasó por ella ^(20, 21).

Microscopio para ver la fibra y escala.



Generador electrostático para cargar la fibra A.

Tubo de ionización desprendible.

Condensador del medidor R.

- A. Fibra delgada movable de cuarzo.
- B. Arco para darle tensión a la fibra A.
- C. Soportes para aislar el arco B y la placa K de la caja.
- D y E. Terminales que hacen contacto cuando el tubo desprendible se inserta en la cámara.
- F. Cámara de ionización.
- G. Conductor entre el arco y la placa que pone a L y a A al mismo potencial.
- H. Escala
- I. Un disco del generador electrostático aterrizado a la caja.
- J. Interruptor.
- K. Placa
- L. Afiladores.
- M. Luz para iluminar la escala.

Fig. 3-9. El medidor "R" como cuantificador de las dosis de radiación recibidas por el organismo humano cuando está expuesto a una fuente radiactiva ^(20, 21).

3.5.4.5.3 Dosímetros de película.

Consiste en una pequeña pieza de película de rayos "X" insertada en un sostén metálico ó de plástico y se usa fuera de la ropa. Es usado principalmente para detectar fotones gamma y rayos "X", así como la radiación beta de alta energía. El dosímetro de película no reacciona a la radiación alfa.

Consiste de una cubierta de metal ó plástico en la cual se puede colocar una fotografía.

Dentro de la cubierta hay un filtro delantero y otro trasero compuestos de plomo, cadmio ó algún otro tipo de material para blindaje. Entre estos filtros se insertan uno ó más pedazos pequeños de película con sensibilidades variables. En una porción de la cubierta existe una ventana que deja pasar los rayos gamma de baja energía ó la radiación beta.

Después de que se porta por algún tiempo, las películas se remueven y revelan; las películas se oscurecerán en proporción a la cantidad de radiación recibida. Cada película oscurecida puede ser comparada con un juego de películas patrón del mismo tipo, las cuales has sido expuestas a cantidades conocidas de radiación. Un densitometro es usado para medir la densidad de la imagen en cada película, y esta medida es comparada

posteriormente con densidades de cantidades conocidas de radiación de ciertas energías (20, 21).

3.6 Principales aplicaciones de la radiactividad.

Además de la generación de energía eléctrica con propósitos comerciales, la energía atómica tiene otras áreas de aplicación. Se ha utilizado un gran número de isótopos radiactivos en muchos campos de la investigación básica y aplicada (41).

3.6.1 En medicina.

La radiación de elevada energía emitida por el radio ha sido usada durante muchos años para la destrucción de células malignas del cáncer. En la actualidad se utiliza el cobalto (^{60}Co) por ser más económico y emitir radiación más energética.

Se puede beber una solución de yoduro de sodio (NaI) conteniendo los radioisótopos ^{131}I y ^{123}I , para combatir el cancer de la glándula tiroides.

Se puede inyectar una solución de cloruro de sodio (NaCl) con sodio radioactivo para detectar anomalías en el sistema circulatorio.

Finalmente el suministro de dosis de glucosa ($\text{C}_6\text{H}_{12}\text{O}_6$) conteniendo el isótopo "C" como emisor de partículas llamadas "positrones", es útil para diagnosticar mediante la "tomografía de emisión de protones" (PET), desórdenes cerebrales (57, 47).

3.6.2 En química.

Se utilizan isótopos radioactivos para el estudio de la naturaleza del equilibrio químico, que es aquél en que las reacciones directa e inversa se llevan a cabo a la misma velocidad. He aquí dos ejemplos:

Se puede utilizar el plomo ^{212}Pb en forma de hidrato de plomo $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ en una solución de PbCl_2 para comprobar cuando la disolución y precipitación de este compuesto tienen la misma velocidad, es decir, se llega al equilibrio químico. La ecuación que lo representa es:



También se usan con frecuencia los isótopos radiactivos para trazar el mecanismo de reacciones complejas (40, 41, 7).

Tal es el caso del carbono ^{14}C como trazador en la fotosíntesis, cuya reacción global es:



3.6.3 Edad de las rocas.

Algunos radioisótopos se usan para determinar el tiempo en el que solidificaron los depósitos de la litosfera.

Se considera una roca que contiene uranio, formada hace miles de millones de años. Una vez que la roca se solidifica, los productos de la desintegración radiactiva del uranio ya no escapan por difusión y quedan retenidos.

Estos productos que tienen una vida media corta se convierten en $^{206}_{82}\text{Pb}$, cuya reacción global de decaimiento se representa así:



Conociendo la vida media de este proceso, será posible calcular el tiempo que ha transcurrido desde que solidificó la roca, evaluando la reacción existente entre las cantidades de $^{206}_{82}\text{Pb}$ y $^{238}_{92}\text{U}$ y el tiempo de vida media $t_{1/2}$ ^(40, 41, 7).

3.6.4 En arqueología y paleontología.

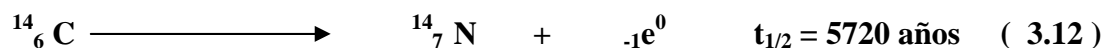
El método para la determinación de la edad de objetos constituidos por materia orgánica se basa en la velocidad de desintegración del carbono " $^{14}_6\text{C}$ ", este método puede aplicarse a objetos cuya edad varía de 100 a 60 000 años.

El carbono 14 se produce en la atmósfera mediante la interacción de neutrones de los rayos cósmicos con átomos de nitrógeno ordinario:



Este carbono 14 recién formado se incorpora al CO_2 del aire en relación de 1 a 10^{12} y una planta viva al respirar CO_2 conserva esta relación, misma que es conservada por animales y seres humanos.

Cuando muere una planta ó un animal finaliza la ingestión de carbono radiactivo y comienza la desintegración radiactiva del $^{14}_6\text{C}$.



y la reacción " $^{14}\text{C} / ^{12}\text{C}$ " decrece. Midiendo esta relación y comparándola con la de las plantas vivas se puede saber en qué tiempo murió una planta ó un animal ^(40, 41, 7).

3.6.5. Otras aplicaciones.

Los isótopos radiactivos se utilizan con bastante frecuencia en la industria para inspeccionar soldaduras en tuberías, equipo y piezas de fundición, para detectar fugas de tuberías enterradas y muchas otras cosas más.

Además, desde hace muchos años la radiactividad se ha utilizado para modificar especies vegetales y así mejorar las cosechas. Se usa también en la conservación de alimentos por que cuando se les irradia, se destruyen los gérmenes que producen su descomposición ^(46, 55).

CAPÍTULO 4.

CENTRALES NUCLEOELECTRICAS.

En este capítulo trataremos de dar una panorámica más o menos concisa de las instalaciones e infraestructura destinadas a la generación de electricidad con fines comerciales, a partir de la desintegración de los núcleos radiactivos.

Nos referimos a una central generadora de energía nuclear, que es hoy por hoy una de las fuentes de energía más modernas y que sin lugar a dudas ha levantado más polémica.

Como hemos visto anteriormente se puede obtener energía nuclear de dos formas diferentes que son la “fusión” y la “fisión”. La primera está en investigación todavía, pero se obtiene en laboratorios y en reactores de cría para producir el isótopo “²³⁹Pu” a partir del uranio ²³⁸U. Esta “fusión” todavía no es viable para generar electricidad, ya que se emplea más energía en la obtención de los productos que la obtenida mediante este proceso. La “fisión” es la que se emplea actualmente en las centrales nucleares ^(10, 40).

4.1 Historia de los reactores nucleares.

Los experimentos sobre radiactividad realizados por Becquerel, Pierre y Marie Curie llevaron al fenómeno de la transmutación de un átomo en otro diferente y estable, a partir de una desintegración espontánea que ocurría con gran desprendimiento de energía. Poco tiempo después los estudios de Einstein explicaron que dicho desprendimiento de energía era resultado de la conversión de pequeñas cantidades de masa de acuerdo con la ecuación 2.1, ya estipulada previamente en capítulo 2.

$$E = m c^2 \quad (2.1)$$

Donde:

E = Energía

m = Masa

c = Velocidad de la luz

Todo esto condujo a la conclusión de que si se lograba desintegrar a voluntad los núcleos de varios radioisótopos, se podrían obtener cantidades fabulosas de energía, hecho que se comprobó en 1938 por los físicos Otto Hahn, Fritz Strassman y Lise Meitner, quienes bombardearon con neutrones a los núcleos del isótopo uranio “²³⁵U”, emitiendo radiaciones que liberan energía térmica desprendiendo 2 ó 3 nuevos neutrones (fisión nuclear).

Esta última circunstancia llevó al italiano Enrico Fermi a tratar de mantener y controlar una reacción de fisión nuclear, esto utilizando los neutrones producidos de la fisión de los núcleos de “²³⁵U”, para desintegrar otros núcleos del mismo radioisótopo en lo que se denomina una “reacción en cadena”. Fermi y sus colaboradores lograron controlar dicha reacción en cadena con la construcción del primer reactor de fisión nuclear en la Universidad de Chicago, el 2 de diciembre de 1942.

Los diferentes tipos de reactores nucleares de investigación y / o producción de energía eléctrica (tales como los PWR, los BWR, los de grafito, los de sodio, etc.) fueron diseñados y construidos a partir de esa época ^(40, 41).

Desafortunadamente en un principio los descubrimientos de fisión nuclear tuvieron como primer aplicación la fabricación de bombas atómicas que devastaron a las ciudades de Hiroshima y Nagasaki en Japón.

No fue sino hasta la primera mitad de la década de los cincuenta cuando se empleó por primera vez la energía nuclear para generar electricidad. El primer reactor nucleoelectrico (el APS-1) entró en operación en 1954 en la U.R.S.S., con una potencia eléctrica de 5.0 megawatts (Mw), este reactor utilizaba grafito como moderador, agua como refrigerante y uranio enriquecido al 5% como combustible, y es prototipo de reactores como el de Chernobyl.

En los Estados Unidos el primer reactor experimental del tipo BWR es el que se construyó en Vallecitos, en 1957, que culmina en 1960 con el reactor comercial Dresden-1 con 192 Megawatts de potencia eléctrica, utilizando agua como moderador y refrigerante, y uranio enriquecido al 2.5% como combustible.

La contribución de la tecnología nucleoelectrica para satisfacer las demandas de energía eléctrica a nivel mundial, se ha incrementado drásticamente desde esa época hasta hoy en día, y a pesar de que la energía nucleoelectrica es prácticamente rechazada en muchas partes por considerarla peligrosa, y no tener una cultura nuclear adecuada a la población, esta forma de generación de energía eléctrica, hoy se tienen 438 reactores funcionando en todo el mundo, con una potencia eléctrica neta de 351,327 Mw eléctricos netos, y 31 unidades en construcción mismas que adicionarán otros 27,756 Mw a la producción mundial de electricidad ^(40, 41).

4.2 Combustible, moderador y refrigerante.

Las centrales nucleoelectricas poseen una gran similaridad con las termoeléctricas porque también utilizan vapor a alta presión para accionar los turbogeneradores, solo que en vez de utilizar combustibles fósiles como el carbón, gas natural y combustóleo, se aprovecha la energía calorífica que se obtiene al fisiónar núcleos inestables de los radioisótopos “²³⁵U” y “²³⁹Pu” en dispositivos denominados “reactores nucleares”. Todos los reactores nucleares del mundo tienen los 3 elementos en común ^(10, 40).

4.2.1 Combustible.

Se le llama combustible al material cuyos núcleos son fisiónados en el alma del reactor, al ser bombardeados por una fuente de neutrones para así obtener el calor necesario para la generación de energía eléctrica. Se puede emplear como combustible el uranio natural, en el que el isótopo ²³⁸U constituye el 99.3% y el isótopo ²³⁵U solamente el 0.7%; ó bien, el uranio enriquecido, en el que la proporción de “²³⁵U” aumenta hasta en un 3%. Existen otros materiales fisiónables que pueden utilizarse como combustible, tales como el ²³⁹Pu y el ²³³U, los cuales se producen artificialmente partir del ²³⁸U y del ²³²Th, respectivamente ^(10, 40).

4.2.2 Moderador.

Cuando se generan los neutrones en la fuente, como consecuencia de la fisión de los núcleos de ²³⁵U, estos se emiten a velocidades de aproximadamente unos 20,000 km/seg.

Para que estos neutrones puedan a su vez fisiónar a estos núcleos de ^{235}U de una manera eficiente y continúe de esta manera la reacción en cadena, se debe reducir su velocidad hasta 2 km/seg en promedio, (termalización). Esto se logra intercalando una sustancia cuyos átomos se encargan de frenar a los neutrones por medio de choques, provocando que estos últimos pierdan velocidad, a esta sustancia se le llama “moderador”.

Entre los moderadores más comunes se encuentran agua, grafito y agua pesada. Esta última, el agua pesada, es un líquido similar al agua natural, constituida por átomos de oxígeno y deuterio (cuya masa es el doble de la del hidrógeno, formada por un protón y un neutrón).

Los moderadores absorben distintas cantidades de neutrones, como el agua natural que absorbe más neutrones que el agua pesada, y para compensar el efecto que esta disminución de neutrones tiene sobre el número de fisiones, se debe aumentar el número de átomos de ^{235}U enriqueciendo el combustible con este radioisótopo ^(10,40).

4.2.3 Refrigerante.

La enorme cantidad de calor que se genera dentro del reactor a consecuencia de la fisión nuclear en cadena, debe ser extraída para producir la cantidad de vapor necesaria para generar energía eléctrica, y al mismo tiempo mantener lo suficientemente baja la temperatura de los distintos elementos que se encuentran en el interior del reactor para que éstos no sufran ningún deterioro; esto se consigue mediante la acción de un “refrigerante”.

Entre los principales refrigerantes se cuentan, el helio (He), anhídrido carbónico (CO₂),

Sodio (Na) fundido, agua (H₂O) y agua pesada (D₂O) ^(10,40).

4.3. Tipos de reactores.

Las diferentes combinaciones de combustibles moderados y refrigerantes dan lugar a los diversos tipos de reactores, utilizados por el hombre hoy en día. A continuación haremos mención de los más típicos.

4.3.1 PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor).

También conocido como “CANDU”, este reactor utiliza uranio natural como combustible y agua pesada como moderador y refrigerante.

El alma del reactor se localiza dentro de un recipiente llamado “calandria”, atravesado axialmente por tubos de paredes más ó menos gruesas llamados “tubos de presión”, en cuyo interior se alojan los elementos combustibles.

También dentro de los tubos de presión y bañando los elementos combustibles circula agua pesada que actúa como refrigerante de dichos elementos, provocando que su temperatura se eleve sin llegar a la ebullición, debido a que la presión en el interior de los tubos es muy elevada. La calandria está llena también de agua pesada que actúa como moderador del flujo de neutrones.

El agua pesada caliente que baña los elementos combustibles pasa después al generador de vapor, donde transfiere su energía térmica a un circuito por donde pasa agua natural, haciéndola hervir. El vapor saturado que se genera de esta ebullición mueve el

turbogenerador para producir energía eléctrica, después este vapor pasa por unidades de condensación y regresa nuevamente al generador de vapor; por su parte el agua pesada regresa al núcleo del reactor para seguir refrigerando los elementos combustibles ^(10, 40, 41).

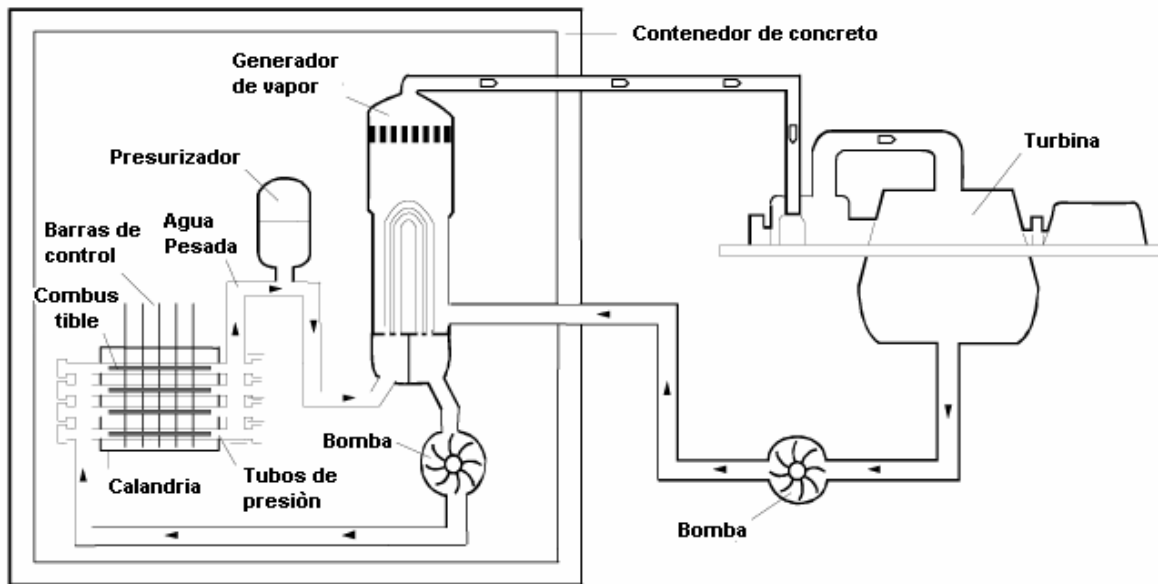


Fig. 4-1. Diagrama general del ciclo de un Reactor de Agua Pesada Presurizada.

4.3.2 PWR (Pressurized Water Reactor).

En este reactor los elementos combustibles se hallan también dentro de la vasija a presión del reactor, la cuál está llena de agua, misma que también daña a los elementos combustibles. Por lo que el agua natural actúa como moderador y refrigerante. Así como el PHWS, el agua no hierve y se debe precisamente a la presión interna de la vasija. Después el agua transmite su energía térmica a otro circuito de agua natural, haciéndola entrar en ebullición, fenómeno que se lleva a cabo en el generador de vapor.

Dicho vapor se utiliza para mover el turbogenerador después de lo cual se vuelve a condensar en unidades destinadas específicamente para ello, y regresa de nuevo a la unidad generadora de vapor. Por su parte, el agua a presión, después de haber transmitido el calor se reintegra al núcleo del reactor para reiniciar su ciclo ^(10, 40, 41).

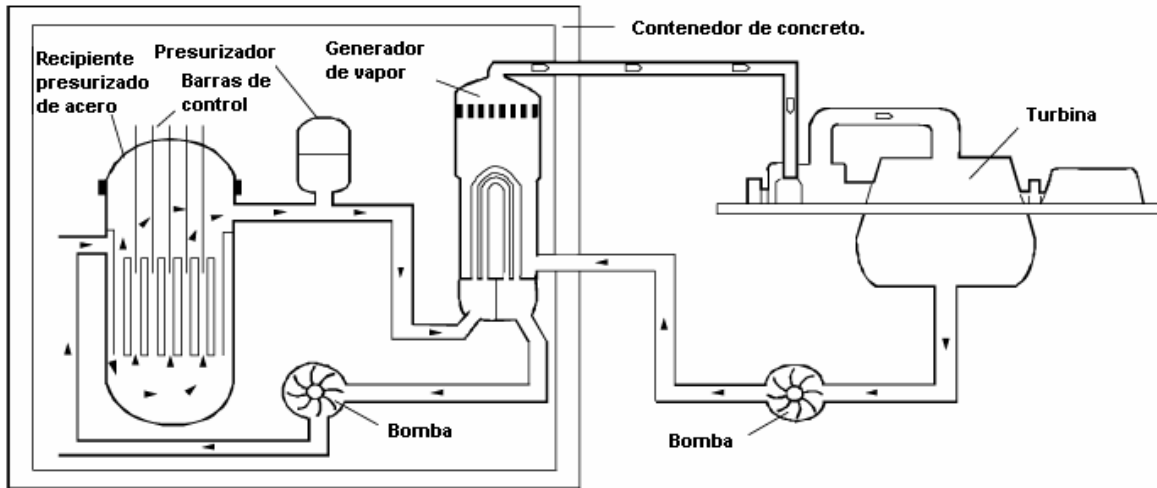


Fig. 4-2. Diagrama general del ciclo de un Reactor de Agua Presurizada.

4.3.3 LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor).

Este tipo de reactor utiliza combustible enriquecido en más del 20%, ya sea con ^{235}U ó con ^{239}Pu . La particularidad de este reactor es que el núcleo se rodea por un manto de uranio natural ó empobrecido, el cual, al absorber neutrones poco moderados se convierte en plutonio y de esta manera cría ó genera nuevo combustible en mayor cantidad que el que se consume.

Este plutonio nuevo puede utilizarse como carga inicial de nuevos reactores de cría ó como recarga de reactores PHWR, PWR, BWR y otros.

El enfriador aquí es sodio fundido, el cual también modera incipientemente al flujo neutrónico, aunque ese no sea su propósito, pues la cría de ^{239}Pu se favorece con neutrones más ó menos rápidos ^(0, 40, 41).

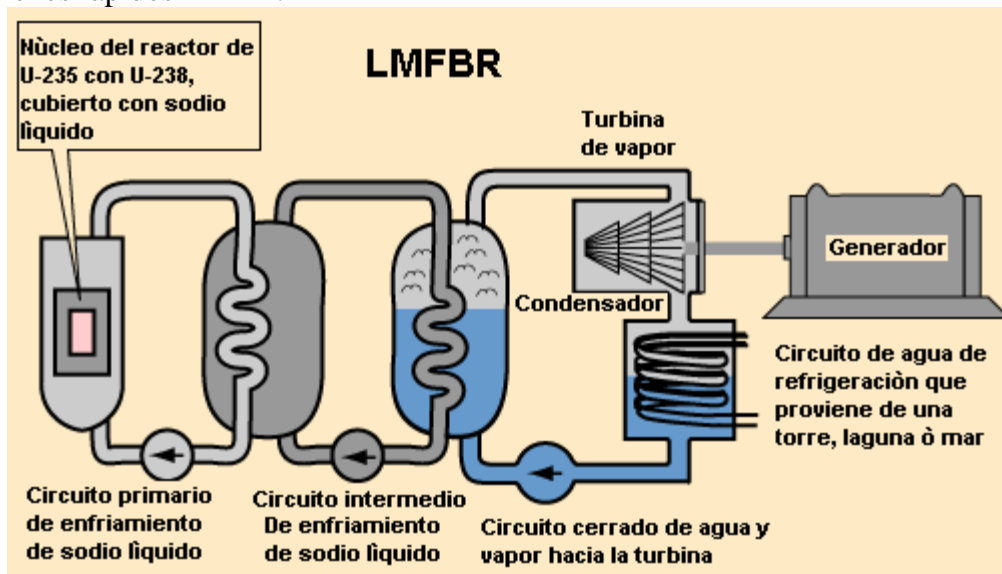


Fig. 4-3. Diagrama general del ciclo de un Reactor de Sodio Fundido.

4.3.4 BWR (Boiling Water Reactor).

Este reactor es similar al PWR porque usa uranio natural y enriquecido hasta el 3% como combustible, y agua natural como moderador y refrigerante. La diferencia radica en que el BWR el agua que entra a la vasija si se encuentra en ebullición, gracias a que la presión en el interior es mucho menor que en el PWR, produciéndose ahí mismo el vapor que se utiliza para mover el turbogenerador, y como en el PWR, el vapor es condensado y se regresa a la vasija del BWR para que se repita el ciclo.

Los dos reactores nucleares que operan en la Central Laguna Verde, única planta nucleoelectrica en México, son del tipo BWR ^(10, 40, 41).

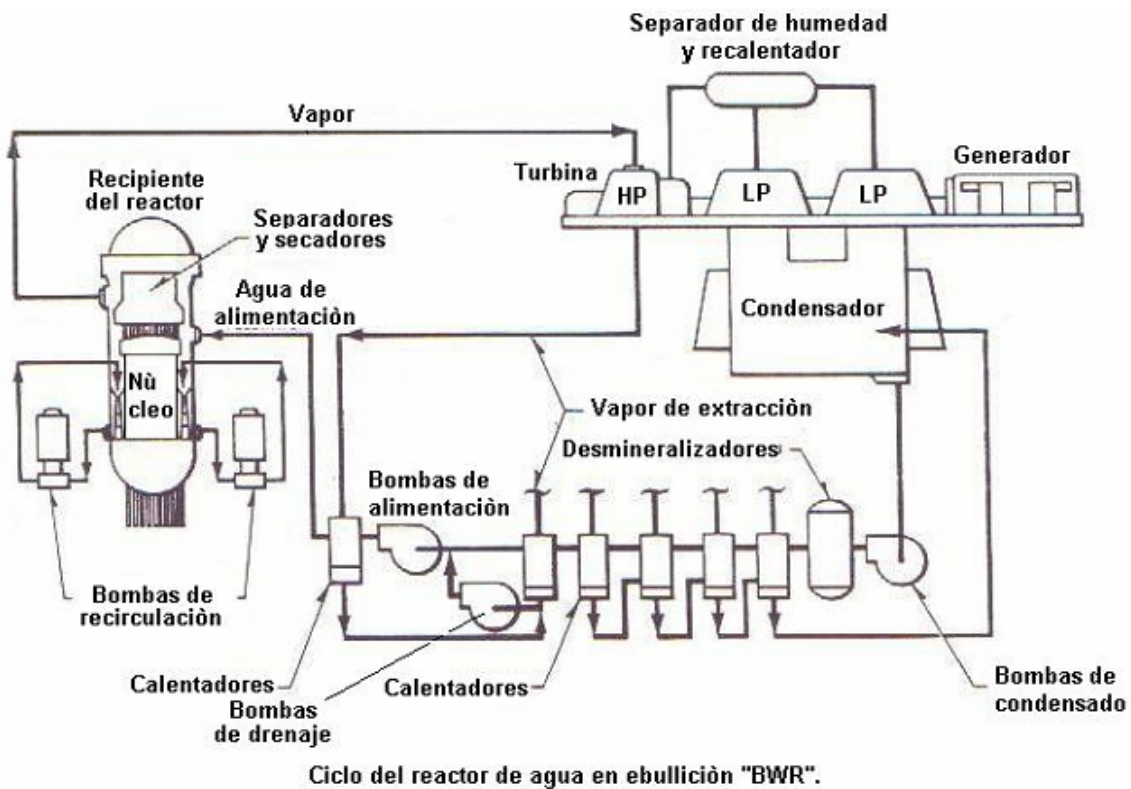


Fig. 4-4. Diagrama general del ciclo de un Reactor de Agua en ebullición.

4.3.5 Otros reactores.

El GCR (Gas Cooled Reactor) ocupó un lugar importante en los albores del desarrollo de la industria nucleoelectrica. Este reactor es enfriador por CO₂ moderado por grafito y utiliza uranio natural en forma de metal como combustible.

Existen otros tipos de reactores ya con poca importancia en el mundo, y son el reactor avanzado y enfriado por gas (AGR) del Reino Unido, y el reactor moderado por grafito y enfriado por agua (LGR) de la ex Unión Soviética ^(40, 41).

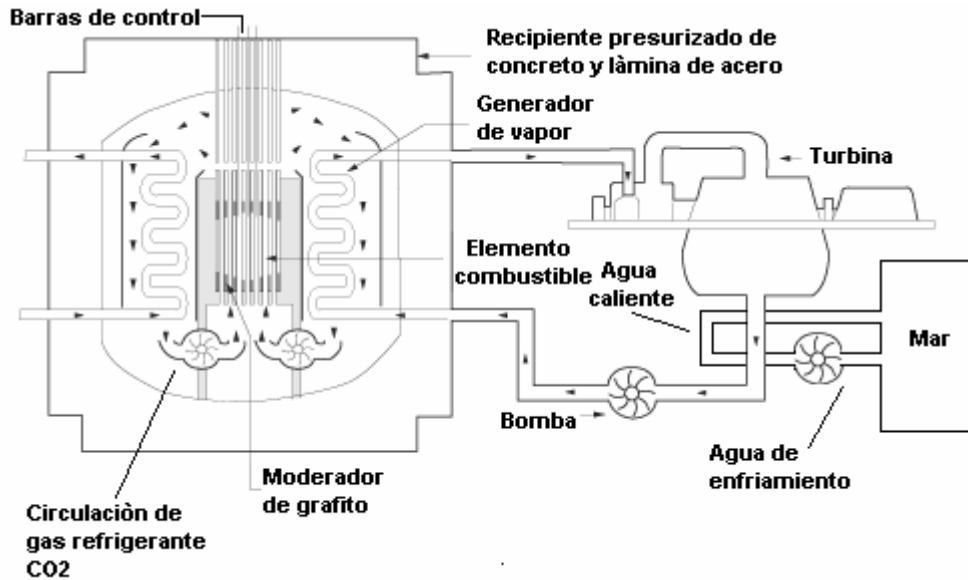


Fig. 4-5. Diagrama general del ciclo de un Reactor Enfriado por Gas.

4.4 Configuración de una Central Nucleoeléctrica.

El diseño y construcción de una planta nucleoelectrica comercial requiere de muchas consideraciones, datos e investigaciones que son necesarios para la selección del sitio, el diseño estructural de la planta y arreglo general de edificaciones de la misma ^(40, 41).

4.4.1 Geografía y Demografía.

La selección del sitio de la planta depende de la geografía del mismo y áreas circunvecinas. La geografía debe considerarse para proporcionar un adecuado suministro de agua de enfriamiento, un arreglo funcional de los edificios de la planta, y un adecuado acceso y salida de la misma, teniendo en mente siempre la seguridad del personal y de la población de la zona, creando las zonas de seguridad y las rutas de evacuación adecuadas en caso de un siniestro. Para ello se analiza la población total de la zona y de áreas circunvecinas a la Central, haciendo hincapié en su crecimiento para analizar futuras densidades poblacionales, e instalaciones tales como zonas industriales, militares, aeropuertos y rutas de navegación ^(10, 40).

4.4.2 Meteorología.

Se estudia a detalle la meteorología del sitio propuesto para la planta, esto es se analizan las condiciones del tiempo para determinar los efectos de potenciales fugas de material radioactivo y establecer de esta forma parámetros adecuados dentro del diseño estructural de la planta.

Estos estudios de meteorología incluyen climatología regional y meteorología local.

La primera da una descripción del clima en general así como intensidad y frecuencia de lluvias, nevadas, tornados, ventarrones, condiciones de polución e inversiones térmicas.

La segunda incluye resúmenes de valores promedio y extremos de parámetros tales como temperatura, vientos dominantes, humedad y precipitación ^(10, 40).

4.4.3 Hidrología.

Se debe recopilar información relacionada con la hidrología del sitio de la planta para analizar los efectos de fenómenos tales como:

1. – Inundaciones
2. – Olas gigantes.
3. – Escasez de agua y sequías.
4. – Bloqueos de hielo a fuentes de agua de enfriamiento.
5. –Diversificación de canales a fuentes de enfriamiento ^(10, 40).

4.4.4 Sismología y Geología.

Se establecen criterios sobre las bases de diseño de la planta para establecer las consideraciones sísmicas y geológicas del potencial sitio de una Central Nucleoeléctrica.

Esta evaluación se realiza para proporcionar la seguridad razonable de que la planta será operada sin el menor riesgo para la integridad física del personal que labora en ella y de la población en general.

Se realizan investigaciones que recopilen información para determinar las bases de diseño de la planta en caso de movimientos vibratorios terrestres producidos por un terremoto, e inundaciones y oleajes sísmicamente inducidos. También se requieren estas investigaciones para determinar si la planta debe ó no instalarse sobre fallas superficiales, las cuales son desplazamientos verticales de la corteza terrestre ocasionados por un temblor directamente bajo el contenedor; estas fallas deben considerarse si la planta se localiza en cierta zona de amplio control ^(10, 40).

4.4.5 Configuración general de la Central.

Una Central Nucleoeléctrica de cualquier tipo, está conformada principalmente por seis edificaciones básicas e instalaciones secundarias. A continuación damos generalidades sobre las instalaciones arriba mencionadas.

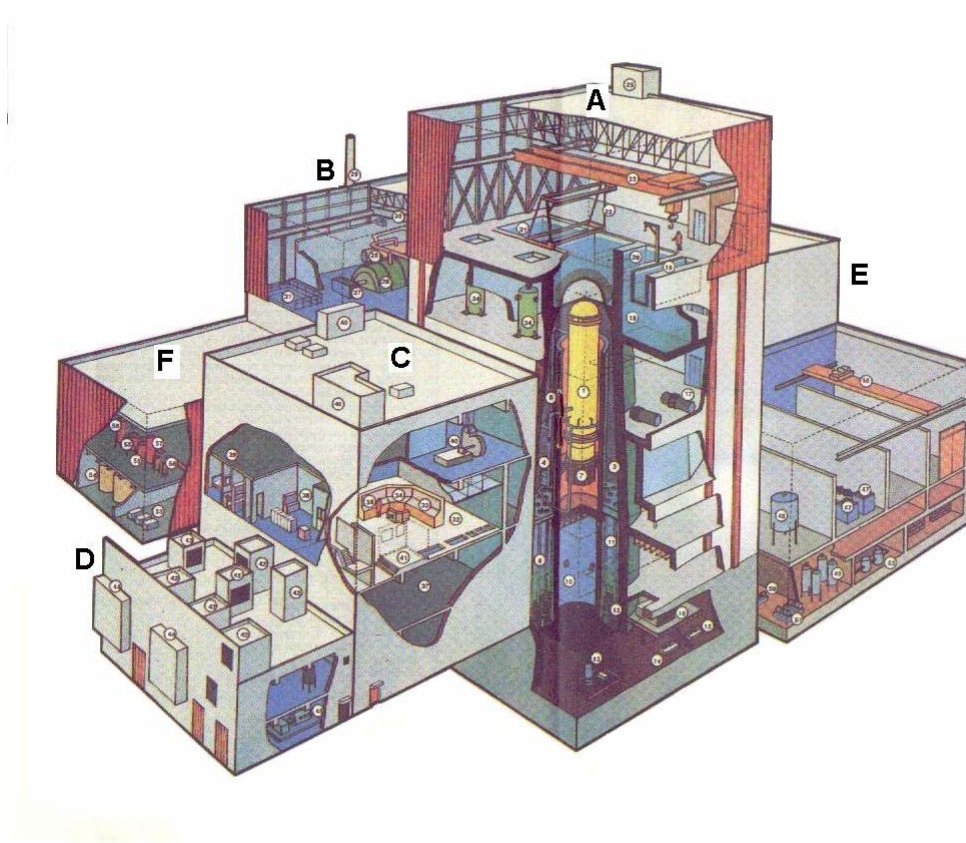


Fig. 4-6. Esquema simplificado de la configuración general de una Central Nucleoeléctrica.

4.4.5.1 Edificio del reactor (A).

Esta construcción aloja en su interior a el corazón de toda Central Nucleoeléctrica: el reactor.

Además de esta caldera nuclear, el edificio abriga los sistemas auxiliares y dispositivos de seguridad de la misma, además de la plataforma para recarga de combustible y la alberca de almacenamiento del combustible gastado ^(40, 41).

4.4.5.2 Edificio del turbogenerador (B).

Este edificio contiene a las turbinas tanto de alta como de baja presión , al excitador eléctrico, a la dínamo ó generador de energía eléctrica, condensadores, precalentadores de agua de proceso y recalentadores de vapor de proceso ^(40, 41).

4.4.5.3. Edificio de Control (C).

Este edificio posee instalaciones tales como el cerebro ó cuarto de la planta, la computadora ó simulador de procesos, cuartos de cables, los sistemas de aire acondicionada, el banco de baterías, los laboratorios radioquímicos y el acceso del personal al edificio del reactor; cabe mencionar que no todo el personal puede tener acceso ni al cerebro ni al reactor, únicamente grupos de trabajadores especialistas y operadores del cuarto de control, con las medidas de protección adecuadas contra la radiación ^(40, 41).

4.4.5.4 Edificio de generadores diesel (D)

Esta construcción aloja a los generadores diesel, los cuales se utilizan para el suministro de energía eléctrica a los sistemas de refrigeración y sistemas de emergencia por paro de la planta ^(40, 41).

4.4.5.5 Edificio de tratamiento de Desechos Radiactivos (E)

Aquí se encuentran las instalaciones destinadas al tratamiento de desechos radiactivos sólido, líquidos y gaseosos de mediano y bajo nivel de radiactividad ^(40, 41).

4.4.5.6 Edificio de la planta de tratamiento de agua y taller mecánico (F).

Este edificio abriga a la planta de producción de agua desmineralizada de alta pureza para su uso como agua de proceso (ciclo de generación de vapor para el turbo generador). También tiene al taller mecánico para reparación y mantenimiento de equipos ^(40, 41).

4.5 Anatomía de un reactor de agua en ebullición (BWR).

El sistema de una caldera nuclear de agua en ebullición consiste de todo el equipo e instrumentación necesaria para producir, contener y controlar la energía de vapor requerida para accionar el sistema turbogenerador ^(40, 41).

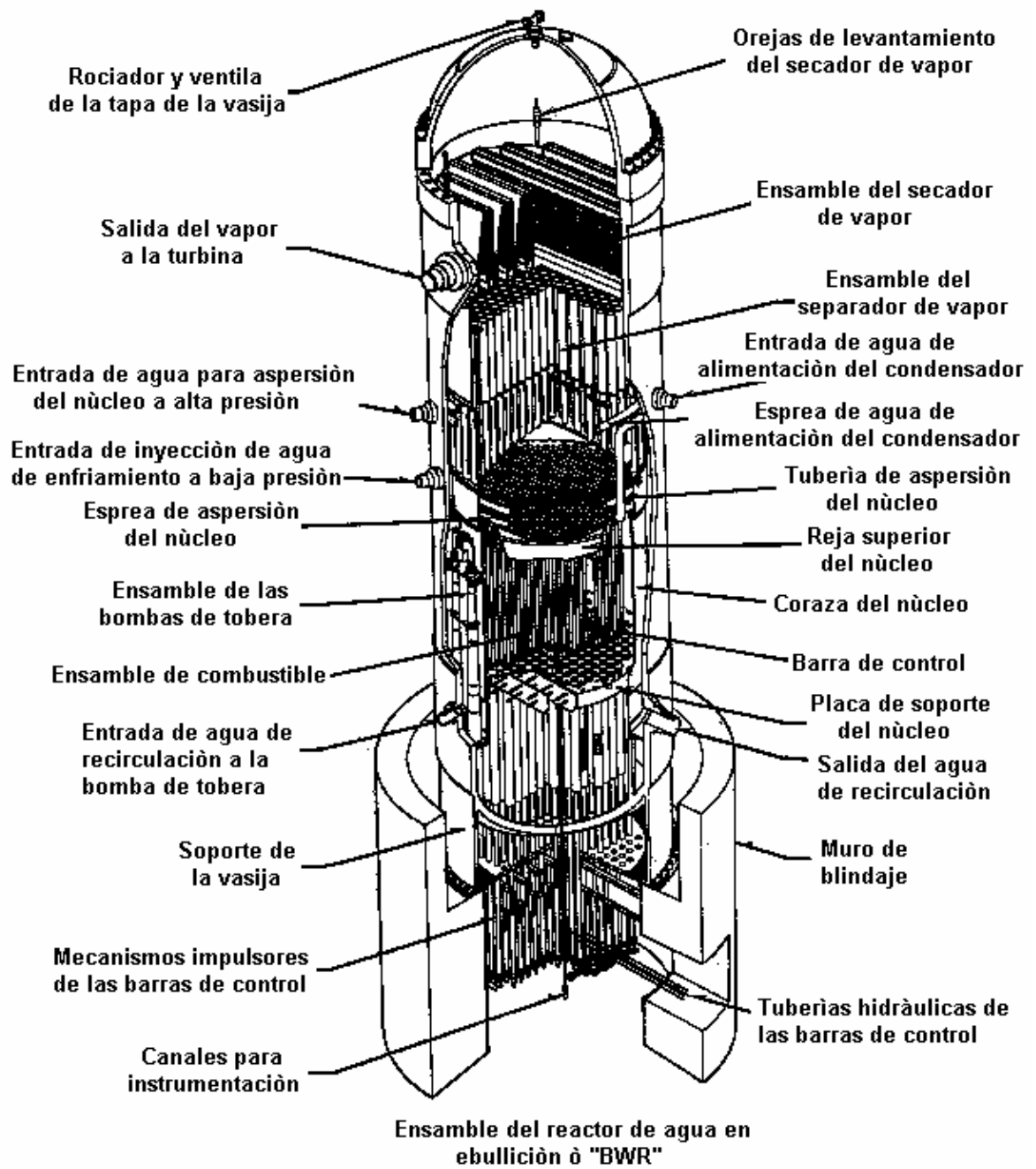


Fig. 4-7. Anatomía de un Reactor de Agua en Ebullición (BWR).

Los componentes principales de esta caldera nuclear son:

4.5.1 Vasija del reactor y sistemas internos.

Partes fundamentales de éstos son el recipiente presurizado ó vasija, las bombas de chorro ó bombas jet para la recirculación del agua de proceso dentro del reactor, separadores y secadores de vapor y la estructura de soporte del núcleo ^(10, 40, 41).

4.5.2 Sistemas de recirculación de agua al reactor.

Consiste en bombas, válvulas, tuberías y accesorios utilizados todos en proporcionar y controlar el flujo de agua al núcleo del reactor ^(10, 40, 41).

4.5.3 Sistema de vapor.

A éste se integran las principales válvulas de vapor, tubería y soportes para tubería que van desde el recipiente presurizado hasta las válvulas de aislamiento (incluidas en este sistema) fuera de la barrera de contención primaria (de esta barrera hablaremos en el siguiente capítulo) ^(10, 40, 41).

4.5.4 Sistema de manejo de barras de control.

Consiste de barras para control de la reacción de fisión nuclear, los mecanismos para manejo de las mismas, sistemas hidráulicos para introducción y remoción de estas barras de control ^(10, 40, 41).

4.5.5 Combustible nuclear e instrumentación asociada.

Consiste de las pastillas de combustibles, ensambles y accesorios para su contención y manejo, pero de esto hablaremos más adelante ^(40, 41).

4.6 Ensamblajes de combustible y barras de control.

Como recordamos, para la reacción de fisión nuclear podemos utilizar uranio en su forma natural conteniendo 0.7% del isótopo ^{235}U , ó enriquecido hasta un 3 ó 4%. Este uranio natural se coloca dentro del reactor nuclear en su forma metálica ó como óxido (UO_2) dispuesto en pequeñas pastillas cilíndricas de 1 cm. De diámetro y longitud aproximadamente.

Para poder contener en el combustible los productos formados de la fisión, las pastillas se encapsulan en tubos perfectamente herméticos y 4 metros de longitud, que además protegen a las pastillas contra el ataque corrosivo y erosión por parte del fluido refrigerante; estos tubos son de aleaciones especiales de zirconio o “zircalloy”. Con las pastillas y los tubos se forman las barras de combustible ^(40, 41).

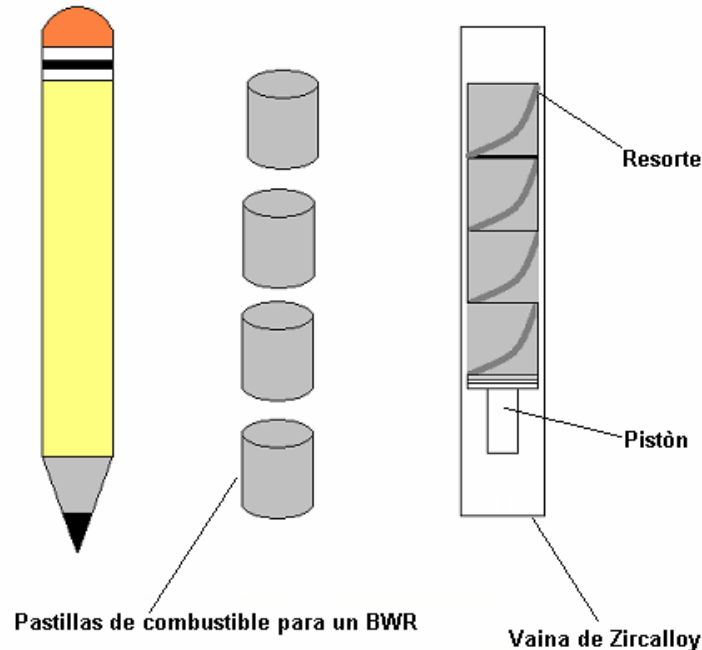


Fig. 4-8. Comparación con un lápiz común y corriente del tamaño de las pastillas de combustible dióxido de uranio (UO_2) y de las vainas de aleación de circonio que las contienen dentro de los ensambles de combustible en la vasija de un reactor nuclear de potencia.

Los ensambles de combustible están integrados por arreglos de 8 x 8 barras, de las cuales solo 62 contienen uranio y solamente dos son huecas, por las cuales fluye refrigerante.

Estos ensambles de combustible están rodeados de un canal de sección cuadrada (también hecho de aleaciones de circonio) por donde también fluye refrigerante. Para cada grupo de 4 ensambles se tiene una barra de sección cruciforme llamada “barra de control” constituida esencialmente por boro, la cual regula el flujo de neutrones ocasionado por la reacción en cadena y se introduce por impulsores al interior del núcleo^(40, 41).

4.7 Generación de energía eléctrica en una central nuclear.

Como ya sabemos, la energía térmica ó calor se obtiene d la partición de los núcleos de “ ^{235}U ”. El fluido refrigerante circula entre las barras de combustible impulsado por las bombas de chorro; este fluido, tras circular alrededor de las barras de combustible, cambia de fase y se convierte en vapor, el cual es canalizado hacia una turbina de 3 etapas donde la energía contenida en el vapor se convierte en energía mecánica de rotación.

La rotación de la turbina provocada por el vapor se transmite a un dínamo ó generador, el cual está integrado por conductores eléctricos que giran dentro de un campo magnético, produciéndose la energía eléctrica. Esta energía pasa a la subestación donde se eleva su tensión para reducir las pérdidas por calentamiento en las líneas de transmisión; mediante estas líneas de transmisión la energía eléctrica se integra a los sistemas de áreas industriales y habitacionales. Por las leyes de la termodinámica, el rendimiento de la conversión de la energía térmica en electricidad es del 33%, lo que quiere decir que por cada 3 kwh de energía

térmica del vapor solo se obtiene 1 kwh de energía eléctrica, y los otros dos kwh se pierden hacia los alrededores en forma de calor ^(10, 40, 41).

CAPITULO 5.

LA SEGURIDAD EN UNA CENTRAL NUCLEOELECTRICA.

5. Introducción.

Este capítulo trata de quitar el miedo de la gente por la creencia de que una central nuclear pueda estallar como si fuese una bomba atómica. Se deben de tomar en cuenta los siguientes puntos:

- a) Para que suceda una explosión atómica, se requiere de un artefacto explosivo con “ ^{235}U Ó “ ^{239}Pu ” con una pureza mayor del 95 %, construidos a base de detonadores específicos y explosivos convencionales.
- b) Los reactores nucleares poseen barras de control formadas por carburo de boro que tiene la propiedad de absorber neutrones. Si se desea para la fisión basta con intercalar dichas barras de control entre los ensambles de combustible, capturando los neutrones libres. De ahí que el único riesgo de la planta radica en el material radiactivo producido durante la fisión nuclear^(10, 26, 27).

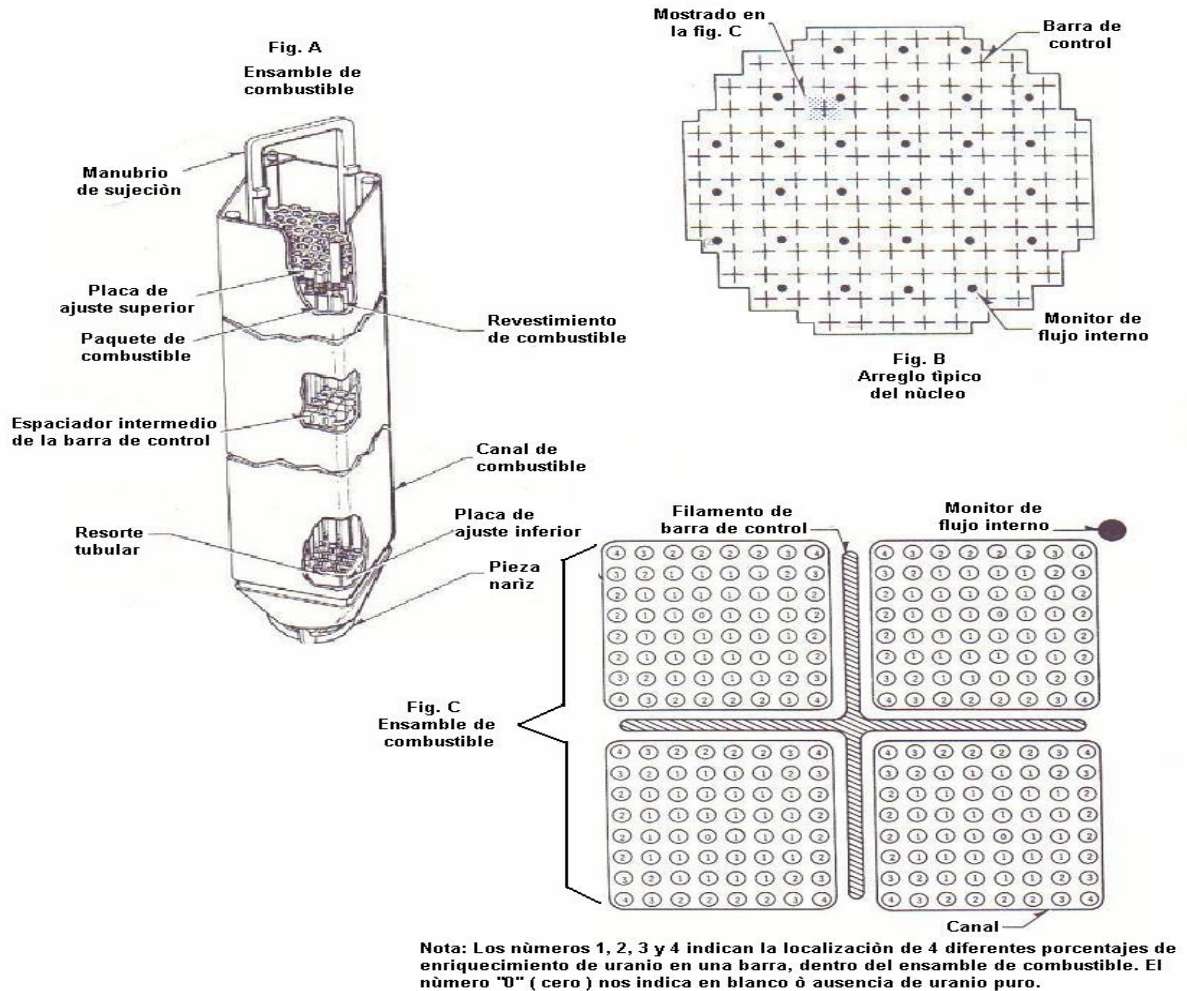


Fig. 5-1. Arreglo de los ensambles de combustible y barras de control dentro de la vasija de un reactor nuclear de potencia.

- c) Como se ha dicho anteriormente, el sitio seleccionado para la construcción de una planta es de baja sismicidad y se preocupa que no esté en las inmediaciones de una falla geológica; además se toman en cuenta los vientos dominantes de la zona, huracanes, tornados, marejadas e inundaciones⁽¹⁰⁾.

Ahora bien, como ya se sabe la operación de un reactor nuclear implica la generación de productos con una alta reactividad, los cuales deben conservar confinados tanto en operación

normal como en caso de accidente para así evitar el peligro de irradiación al personal de la planta, a las poblaciones aledañas y al medio ambiente en general.

La forma en como se logra este confinamiento consiste en el diseño y construcción de un sistema de barreras múltiples para contención de los productos de fisión. Cada unidad BWR posee 5 barreras de contención ^(26, 27).

5.1 Pastillas de combustible.

Como ya se había hecho mención, cada pastilla es un cilindro cerámico con UO_2 , el cual contiene entre 2 y 3% del radio isótopo “ ^{235}U ”.

Estos cilindros con de 1 cm de diámetro por 1 cm de altura. Por lo regular los radioisótopos que son producto de la fisión nuclear son de consistencia sólida por lo que quedarían estos atrapados en el seno del material cerámico ^(10, 40, 41).

5.2 Vainas de zircalloy.

Estas vainas son tubos de aproximadamente 1 cm de diámetro por 4 m de longitud, los cuales se encierran herméticamente para contener así a las pastillas de combustible, y están hechas de aleaciones de circonio.

En caso de fusión de las pastillas de combustible y escape de productos de fisión gaseosos, estos quedan atrapados dentro de estos tubos herméticos.

En dado caso que fallen los sistemas de enfriamiento de emergencia al núcleo del reactor, estos tubos ó vainas se podrían fundir, liberando así los productos de fisión a la vasija y al circuito de refrigeración ^(10, 40, 41).

5.3 Vasija del reactor.

Esta es un recipiente de acero forjado de 22 m de altura, 5.6 m de diámetro, con paredes cuyo grosor es variable (entre 15 y 20 cm) y encierra a las vainas con combustible y al moderador (circuito cerrado de refrigerante de alta presión).

Se tendría que fundir el fondo de esta vasija para que los productos derivados de la fisión puedan traspasar esta barrera, y de ser así, estos quedarían bajo el control de la siguiente barrera ^(10, 40, 41).

5.4 Contenedor primario.

Este es un edificio de estancamiento que rodea a la vasija del reactor así como al circuito de refrigeración; tiene forma cilíndrica y cónica, con paredes de concreto armado de 1.5 m de espesor, fuertemente reforzadas por una placa de acero que tiene un grosor de entre 0.95 y 1.5 cm, cuya soldadura es garantía de una hermeticidad absoluta.

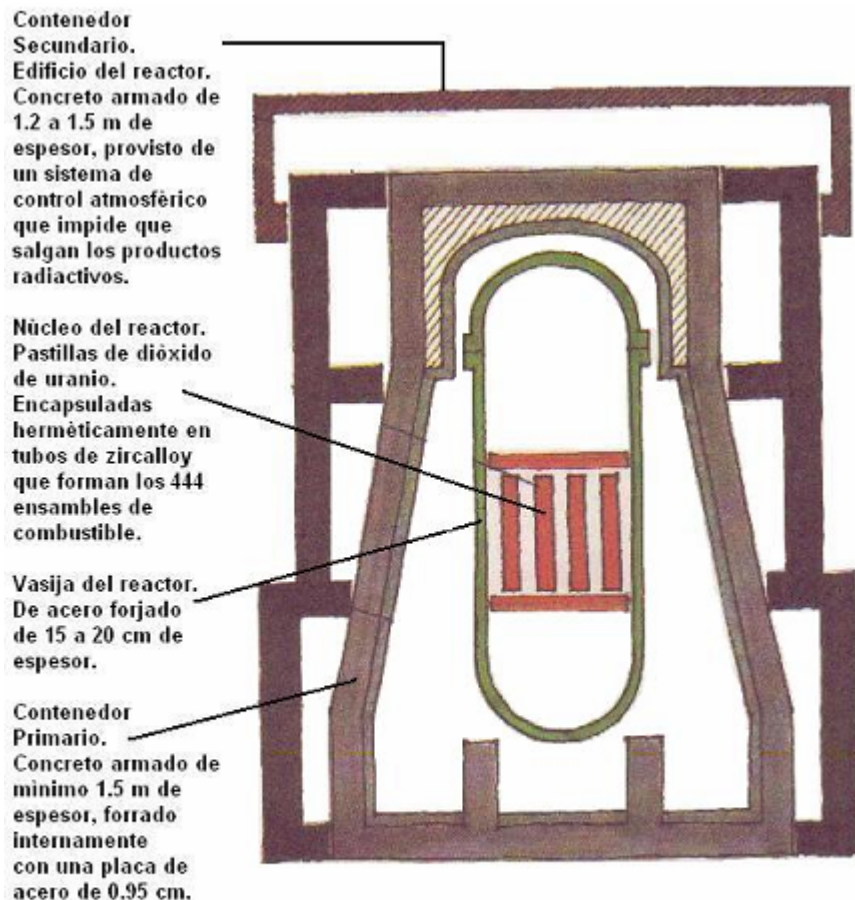
En el fondo de este contenedor primario existe una alberca de supresión, la cual contiene un volumen de 3000 m^3 de agua, que puede ser deuterada.

La posibilidad de que el material radioactivo pudiese salvar esta barrera es mínima. No obstante, en dado caso de que así ocurriese, podemos contar con una quinta barrera de contención ^(10, 40, 41, 26, 27).

5.5 Contenedor secundario.

El también llamado edificio del reactor, rodea al contenedor primario y a todos los equipos relacionados con la operación segura del reactor. También es una construcción de concreto armado cuyas paredes tienen un grosor de 1.2 a 1.5 m, y cuenta con un sistema de aire acondicionado el cual mantiene una presión negativa en su interior e impide la salida del material radiactivo a la atmósfera.

En resumen, esta quinta barrera da por conclusión que aún cuando la probabilidad para que ocurra un accidente es muy pequeña, en caso de presentarse este no daría lugar a un escape significativo de material radiactivo ^(0, 40, 41, 26, 27).



Barreras de contención para la Central Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

Fig. 5-2. Vasija del reactor y contenedores primario y secundario como barreras de contención ante una eventual falla en la central nucleoelectrica.

Además existe un área de exclusión de personal no autorizado de 680 m de radio alrededor del edificio del reactor, en cuya frontera una persona sin protección radiológica recibirá una dosis no mayor a los 25 rems en 2 horas de exposición corporal total, esto en caso de que sucediera un accidente considerable en la planta ^(10, 40, 41, 26, 27).

5.6 Sistemas de enfriamiento.

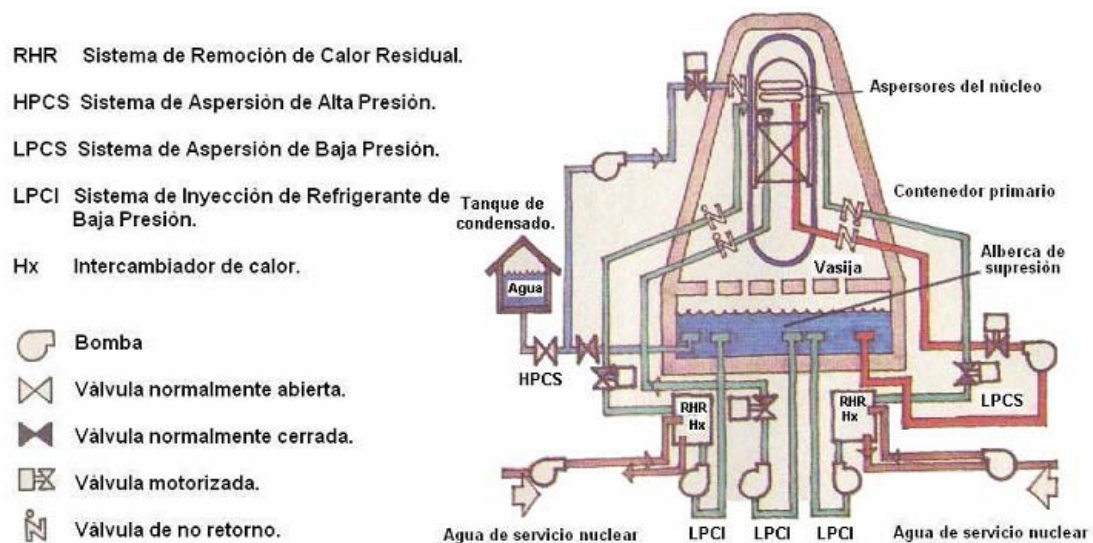
El diseño y construcción de una Central Nucleoeléctrica integra una serie de sistemas cuya misión consiste en:

- Parar súbitamente la operación del reactor ante cualquier situación que pudiese poner en riesgo la seguridad de la planta y de sus alrededores, y esto se logra en buena medida con la inserción de las barras de control de carburo de boro en el núcleo de la caldera, operación que se llama “scram” y que se realiza en cuestión de segundos.
- Asegurar que el núcleo de la caldera estará debidamente refrigerado en condiciones de operación ó de eventual accidente.

Durante la operación normal del reactor la función de enfriamiento la realiza el sistema de agua de alimentación, que consta de 2 trenes; cada tren proporciona el 50% del flujo total de agua requerida para refrigerar al núcleo; para que falle este sistema deben fallar ambos trenes, y de ocurrir esto, el enfriamiento del reactor quedaría bajo la responsabilidad de los “sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo” (ECCS) cuya misión consiste en evitar que dicho núcleo llegue a rebasar los 1500°C de temperatura, lo que ocasionaría la fusión del combustible y las vainas ^(10, 40, 41, 26, 27).

Este sistema “ECCS” esta compuesto de 3 partes fundamentales:

- Sistemas de aspersión al núcleo de alta presión (HPCS).
- Sistemas de aspersión al núcleo de baja presión (LPCS).
- Sistema de inyección de refrigerante de baja presión (LPCI).



Sistemas de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (ECCS) de un reactor tipo "BWR".

Fig. 5-3. Sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo de un reactor nuclear de potencia.

Estos sistemas son totalmente independientes entre sí y cada uno posee la capacidad de mantener refrigerado al núcleo; por lo tanto la probabilidad de que lleguen a fallar simultáneamente los tres es muy pequeña ^(10, 40, 41, 26, 27).

5.7 Breve historia de eventos nucleares.

Desde que se construyó el primer reactor en 1942 en la Universidad de Chicago, han existido accidentes en plantas nucleares y no solamente en países cuya tecnología esta “teóricamente” más atrasada que otros (tercermundistas).

Los ha habido en Estados Unidos, Gran Bretaña, Rusia y España. A continuación daremos una explicación de los 4 accidentes de mayor consideración, acontecidos durante los últimos 30 años ^(59, 60, 61, 62).

5.7.1 El accidente de Windscale (Gran Bretaña).

Se trata de un reactor de cría de plutonio “²³⁹Pu” utilizable tanto para investigación como para combustible en submarinos nucleares; sirve este reactor, además para la producción del polonio “²¹⁰Po” a partir del bismuto. Este reactor es explotado bajo la autoridad del gobierno británico.

En octubre de 1957, tras un paro normal, los operadores iniciaron la remoción de calor residual (RHR), llevando el reactor a muy baja carga con los ventiladores fuera de servicio. El calentamiento del grafito hace que esta energía (efecto Wigner) se elimine en condiciones controlada, pero esa vez los operadores se percataron que la temperatura en el grafito se reducía en lugar de incrementarse (posteriores investigaciones concluyeron que en determinadas áreas del reactor se eliminó energía y en otras no).

Los operadores por procedimiento, añadieron mayor potencia para hacer más uniforme la distribución de calor y así eliminar el efecto Wigner, ocasionando la ignición del grafito. Posteriormente hubo indicaciones de radiactividad en la salida de gases de la planta, hecho que se atribuyó a la ruptura de alguna ó algunas barras de combustible. Se procedió a quitar la tapa del reactor y se encontró que un área del combustible estaba al rojo.

Finalmente, por inundación del núcleo el fuego se apagó, el reactor quedó en ruinas, y gases radiactivos (tales como yodo y gases nobles) se escaparon al medio ambiente.

Fueron emitidos 20,000 curies de “¹³¹I”. Solo se prohibió la distribución de leche durante mes y medio en 3 millas a la redonda; ninguna otra medida se aplicó ^(59, 60, 61, 62).

5.7.2 El accidente de Three Mile Island (E.U.).

A principios de 1979 se tuvo el segundo accidente de consideración en un reactor, en la unidad 2 de la Central Nucleoeléctrica de Three, Mile Island (Pennsylvania), accidente que había ocurrido en menor escala en el reactor Fermi-1 de Monroe, en el Estado norteamericano de Michigan.

1.- Todo comenzó con el fallo de una válvula del sistema secundario de suministro de agua a los generadores de vapor, ocasionando un menor aporte de este líquido a los mismos y a la turbina haciendo que se dispararan.

- 2.- Al poco tiempo estos generadores se quedaron sin agua en fase líquida, convirtiéndose ésta en vapor por la reducción de presión ahí mismo. Las bombas de agua de suministro auxiliar arrancaron y aportaron agua a los generadores, agua que al poco tiempo fue insuficiente por el cierre de válvulas clave.
 - 3.- El reactor continuó suministrando calor por un breve período de tiempo y calentando así agua del circuito primario, pero por la ya mencionada insuficiencia de agua, se fue calentando más y más.
 - 4.- La presión creció en el circuito primario hasta que ocurrió el disparo (de presión) del reactor por el cual se abrió la válvula de alivio del presionador, pero falló al cerrar y se siguió descargando líquido al primario; la presión allí descendió bruscamente, el disco de ruptura de la válvula de alivio no soportó la presión y se rompió. Cuando esto ocurrió el vapor inundó el edificio de contención.
 - 5.- Los operadores pararon las bombas de inyección de emergencia pensando que había suficiente agua en el presionador; el agua del mismo empezó a hervir.
 - 6.- Se originaron huecos en el circuito primario, el combustible se calentaba, y el metal de las vainas se iba sobrecalentando. Por reacciones químicas se obtuvo hidrógeno que se fugó al contenedor secundario, pero se combinó con oxígeno reduciendo la presión.
 - 7.-El problema se conjuró cuando finalmente se logró inyectar agua elevando el nivel de presionador hasta que el enfriamiento del agua se consiguió.
- La máxima exposición corporal alcanzó los 83 milirems, y estudios posteriores revelaron que hoy en día un habitante de los alrededores de la planta estaría sometido a una exposición de 35 milirems, nivel de radiación que continúa en descenso.

Las medidas que se aplicaron para conjurar un nuevo siniestro con emisión de material radiactivo, fueron las siguientes:

- a) Mejor entrenamiento de operadores.
- b) Mejores planes de emergencia.
- c) Mejor suministro de información.
- d) Análisis de experiencia operacional externa y uso de cálculos de seguridad probabilísticos.
- e) Reconocimiento de las propias responsabilidades de la empresa ^(59, 60, 61, 62).

5.7.3 El accidente de Chernobyl (Ucrania).

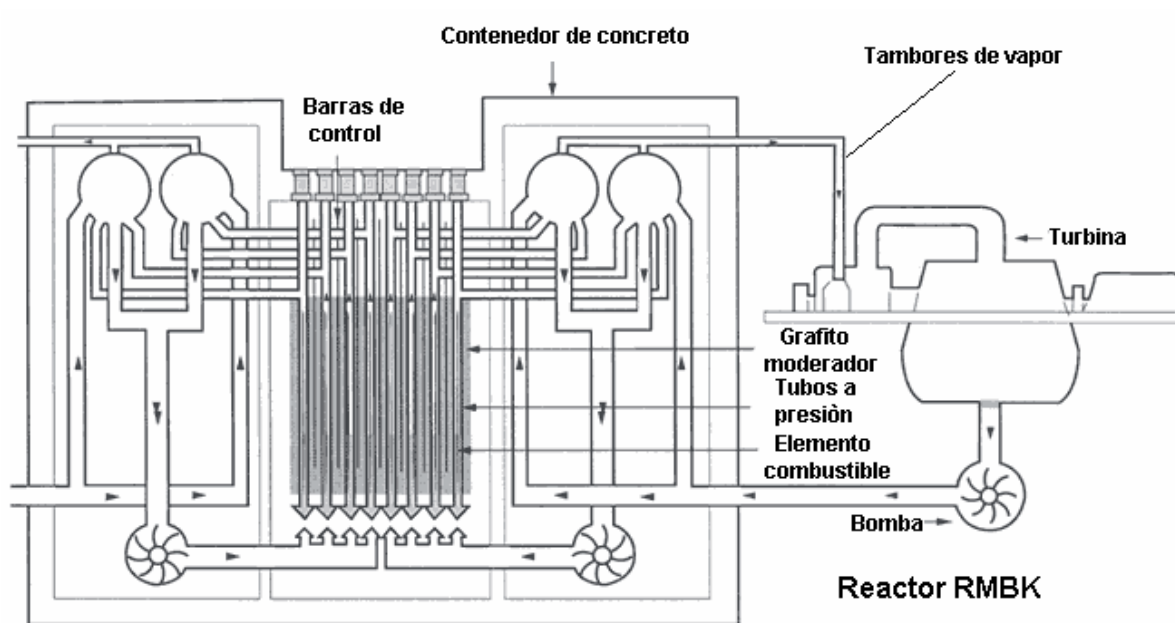


Fig. 5-4. Diagrama general del ciclo de un reactor nuclear de potencia tipo RBMK que es del tipo del reactor nuclear de Chernobyl, Ucrania.

A mediados de abril de 1986 el reactor nuclear no. 4 de dicha Central se llevó a paro para realizar trabajos de mantenimiento, y se pensó aprovechar dicho paro para evaluar, en caso de que hubiese una pérdida de potencia en la planta, si la turbina en su desaceleración sería capaz de suministrar la energía suficiente para la operación de equipos de emergencia como las bombas de agua para refrigeración del núcleo.

Así, el sistema de refrigeración de emergencia al núcleo (ECCS) se puso manualmente fuera de servicio con el reactor operando a media carga; el reactor cayó de 1000 a 30 MwT de potencia y los operadores optaron por incrementarla sacando manualmente barras de control y pasando por alto los controles automáticamente.

Posteriormente la unidad no. 4 se estabilizó a 200 MwT antes del paro programado, y a pesar de que la manera estandarizada de operar así era con la inserción de 30 barras de control, esa vez sólo se utilizaron un máximo de 8 para compensar el aumento en la concentración del agua xenón (Xe), el cual actúa como absorbente de neutrones.

Inexplicablemente hubo una baja en el caudal de vapor, originando el incremento de agua de alimentación y una caída de presión de vapor, cosa que hubiese generado un paro inmediato del reactor, pero los operadores siguieron manteniendo extraídas las barras de control; los operadores redujeron el agua de alimentación para así mantener la presión de vapor, y simultáneamente las bombas de suministro de agua al vapor aportaron menos caudal del refrigerante, provocando la inestabilidad del reactor y aumentando la producción de vapor originando así el rompimiento del combustible; trozos de este mismo combustible reaccionaron con el agua ocasionando explosiones de vapor. Posteriores explosiones se debieron a la presencia de hidrógeno libre.

Estos grupos de explosiones provocaron una lluvia de productos y residuos de grafito calientes y altamente radiactivos, exponiéndose el núcleo destruido a la atmósfera.

La columna de humo se elevó a más de un Km y los productos más pesados se depositaron en regiones cercanas a la planta pero los productos de fisión ligeros y gases nobles altamente radiactivos fueron transportados por el viento del noroeste de Europa.

Hubo un incendio, el cual se propagó a la zona de turbinas en donde unos depósitos de combustóleo ardieron. Quince días después el fuego originado por el grafito fue apagado, pero las emisiones de radionúclidos continuaron durante 30 días.

Se concluyó que el siniestro de Chernobyl fue resultado de una falta de “cultura de la seguridad”, el pobre diseño del reactor, la falta de pericia de los operadores y a la falta de investigación respecto a las pruebas ^(59, 60, 61, 62).

5.7.3.1 Características del reactor “RMBK”

- a) El RMBK es un reactor de diseño inusual, uno de los dos tipos predominantes de la Ex-Unión Soviética.
- b) Su diseño posee características nucleares que lo hacen propenso a fuentes de energía.
- c) No posee una total estructura de contención.
- d) Se han implementado mayores modificaciones a los reactores RMBK que aún siguen operando.

La entonces Unión Soviética diseñó en aquél entonces el RMBK, un reactor de canales de alta energía (Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny), el cual es un reactor de agua presurizada con canales individuales de combustible, y utilizando agua ordinaria como su refrigerante y grafito como su moderador. Es muy diferente de los otros diseños de PWR y se derivó principalmente de un diseño para la producción de plutonio; finalmente se utilizó tanto para suministro de energía como para cría de este elemento.

La combinación de grafito como moderador y de agua como refrigerante no se encuentra en los otros PWR's. Las características de diseño de este reactor nos dan a entender que es inestable a bajos niveles de potencia, y se demostró en el accidente de Chernobyl. La inestabilidad se debió primeramente al diseño de las barras de control y a un coeficiente hueco positivo. Un buen número de cambios importantes en el diseño se hicieron para conjurar estos problemas ^(59, 60, 61, 62).

5.7.3.2 Cambios inmediatos en la seguridad.

Después del accidente en la unidad 4 de Chernobyl, la solución inmediata fue reducir el coeficiente hueco positivo. A todos los reactores RMBK en operación en las Ex – Repúblicas Soviéticas se les han implementado los siguientes cambios para mejorar la seguridad en su operación:

- a) Para mejorar el margen de reactividad operacional, el número efectivo de barras de control manuales se incrementó de 30 a 45.
- b) La instalación de 80 absorbedores adicionales en el núcleo para así inhibir la operación a baja energía.

c) Un enriquecimiento en el combustible de 2 % a 2.4 % para así mantener la quema del mismo con un incremento en la absorción de neutrones (con menos confiabilidad sobre el agua de enfriamiento).

Estos factores han reducido el coeficiente hueco positivo de + 4.5 b a + 0.7 b, eliminando la posibilidad de una excursión de energía. Beta (b) es la fracción neutrónica demorada, la cual es emitida de neutrones de cada fisión, con una demora medible de tiempo.

La siguiente consideración fue reducir el tiempo para paro del reactor y así eliminar la reactividad hueca positiva. Las mejoras son:

1.- El tiempo de inserción de las barras de control para un “Scram” del reactor se redujo de 18 a 12 segundos.

2.- El rediseño de las barras de control.

3.- La instalación de un sistema de “Scram” rápido.

4.- Precauciones contra el acceso no autorizado a los sistemas de seguridad de emergencia (59, 60, 61, 62)

5.7.3.3 Rediseño de las barras de control.

179 de 211 barras de control se insertaron al núcleo desde el domo, y para mejorar su efectividad, están equipadas con “pilotos” fijos a sus extremos en el fondo, pero con un boquete entre el piloto y el extremo del fondo de cada barra de control. Columnas de agua de aproximadamente 1.0 m permanecieron abajo y sobre este. Cuando la barra de control se halla en su posición más alta, el jinete se halla en el tubo de enfriamiento de la barra de control, dentro de la región de combustible del núcleo. El jinete que está hecho substancialmente de grafito es casi transparente a los neutrones, mientras que el agua, que de otra manera ocuparía el tubo, juega el papel de absorbedor. Cuando el reactor es envenenado con xenón y con las barras de control parcialmente insertadas, la mayor parte de la energía es producida dentro de la región baja del núcleo. Esto significa que, cuando la barra se empieza a mover hacia abajo desde su posición más alta, el jinete removió agua de la parte más baja, ocasionando un incremento en la reactividad y en la energía (59, 60, 61, 62)

5.7.3.4 Modificaciones a largo plazo.

En adición a los cambios de seguridad, se decidió que los RBMK's deberían ser modificados más fundamentalmente. La unidad 1 de Chernobyl fue re – licenciada para operación en Octubre de 1995, siguiendo un extensivo mantenimiento el cual incluyó la remoción de algunos canales de combustible para su evaluación (59, 60, 61, 62)

5.7.3.5 Coeficiente hueco positivo.

Este es un término frecuentemente asociado con los RBMK's. Estos reactores que tienen dicho coeficiente positivo pueden ser inestables a un bajo nivel de potencia y así ser propensos a experimentar un rápido incremento en la misma. En un reactor enfriado por agua el vapor se puede acumular formando bolsas conocidas como huecos. Si se produce

un exceso de vapor, creando más huecos de lo normal, la operación del reactor puede ser alterada.

Se dice que un reactor tiene un coeficiente hueco positivo si el exceso de huecos por vapor conlleva a un incremento en la generación de energía, y se dice que se tiene un coeficiente hueco negativo cuando el exceso de huecos provocados por vapor conlleva a una reducción en la potencia. Cuando el coeficiente hueco es fuertemente positivo, la potencia puede incrementarse muy rápidamente ya que cualquier incremento que ocurre en la misma lleva a un incremento en la generación de vapor, la cual a su vez lleva a un incremento sucesivo en la potencia, y estos procesos son muy difíciles de controlar.

Cuando el coeficiente es muy negativo, la generación de vapor en exceso tenderá a parar el reactor; esto por supuesto es una característica de seguridad. La mayoría de los reactores que están en operación en el mundo poseen coeficientes huecos negativos. En aquellos reactores donde el mismo circuito de agua actúa como moderador y como refrigerante, la generación de vapor en exceso reduce la desaceleración de neutrones que es necesaria para sostener la reacción nuclear en cadena, lo que trae como consecuencia una reducción en la potencia. Sin embargo, en algunos diseños de reactores, el moderador y refrigerante se encuentran en circuitos separados, o son de materiales distintos, y en estos reactores el exceso de vapor reduce el enfriamiento del reactor pero como el moderador permanece intacto la reacción nuclear en cadena continúa ^(59, 60, 61, 62).

5.7.4 El accidente de Vandellos I (España).

En octubre de 1989 esta Central Nucleoeléctrica 400 MwT, operando al 100% cuando sonó la alarma de alta vibración en uno de los turbogeneradores, señal del disparó del mismo; casi de inmediato sonó la alarma de falta de aceite de engrase en la misma máquina y como consecuencia arrancaron las bombas de aceite de emergencia; un segundo después sonó la alarma de presión nula del hidrógeno de refrigeración en el alternador del sistema.

Hubo explosiones y llamaradas en la zona inferior del grupo turboalternador. De inmediato se ordenó el paro de la Central, y se dio aviso a los bomberos y protección civil.

El fuego se propagó por las charolas de cables afectando a numerosas funciones controladoras de los grupos turboalternadores 1, 2, 3 y 4, y a las bombas de refrigeración general.

Además quedó afectado el sistema de aire comprimido, impidiendo el correcto funcionamiento de equipos neumáticos tales como indicadores de presión, válvulas de control de niveles de los tanques de alimentación auxiliar, los condensadores y calderas auxiliares.

El cuarto de control quedó afectado por el humo, y quedaron afectadas la red de megafonía y la telefonía interna.

Las expansiones de las tuberías del agua de mar se perforaron y esto aunado a las pérdidas de agua desmineralizadas de los circuitos afectadas por la falta de aire comprimidos, provocó la inundación de las partes inferiores a la zona de turbinas extendiéndose a la zona inferior de la nave del reactor, afectando a los equipos ahí instalados específicamente a las bombas de refrigeración de parada del reactor y a los motores de las bombas de alimentación complementaria. No se produjo emisión alguna de contaminantes radiactivos al medio ambiente, y posteriormente se concluyó que el incendio se originó por la combinación explosiva de hidrógeno / aire, y el aceite a alta temperatura ^(59, 60, 61, 62).

CAPITULO 6.

DESECHOS RADIATIVOS.

6.1 Introducción.

Sabemos que durante la operación de una planta Nucleoeléctrica se producen varios materiales radioactivos como resultado de la fisión nuclear en el alma del reactor. Estos productos alternativos del proceso ni tienen un propósito fijo ni otro uso en la misma planta. Y se les denomina “desechos radiactivos” los cuales ya desde el principio ocasionan problemas en su manipulación y por tanto requieren de sistemas especiales para su manejo, a estos sistemas se les llama “sistemas para tratamiento de desechos radiactivos”.

El propósito de estos sistemas para el tratamiento de desechos radiactivos es reducir la cantidad de materiales radiactivos al medio ambiente tan bajo como sea posible, según las directrices ambientales.

Estos sistemas, sea por lotes ó por monitoreo continuo antes de emitir estos productos, asegura que toda emisión de material contaminante al medio ambiente esta dentro de un nivel de baja radiactividad, tal y como lo propone el “Código Federal de Regulaciones” de los Estados Unidos en sus artículos 10CFR20 y 10CFR50, ó sus equivalentes de la “Comisión Internacional para la Protección Radiológica” (ICRP).

Por último, los sistemas para tratamiento de desechos radiactivos en una Central del tipo BWR están diseñados de tal manera que reúnen los requerimiento para control de dosis a personal y poblaciones cercanas ^(10, 14, 15, 16, 17, 18).

6.2 Desechos radiactivos gaseosos.

Existen dos fuentes de desechos radiactivos gaseosos en una planta cuyo reactor nuclear es enfriado y moderado por agua:

6.2.1 Desechos del proceso de fisión.

La fisión del uranio genera productos gaseosos, de los cuales los de mayor consideración son el xenón (Xe) y el kriptón (Kr), otros gases se producen en pequeñas cantidades y tienen una vida muy corta, además también puede desprenderse yodo (I) en pequeñas cantidades como gas, pero solubiliza inmediatamente. La siguiente tabla muestra los mayores productos gaseosos de fisión que son procesados por su correspondiente sistema de desechos radiactivos con sus tasas promedio de actividad y desprendimiento en reactores tipo PWR y BWR ^(10, 40, 23).

Tabla 6-1. Tabla que nos muestra la vida media promedio, actividad y velocidad de desprendimiento de los principales isótopos radiactivos productos de la fisión del ^{235}U .

Isótopo	Vida media	Actividad específica máxima en Ci/ml.	Velocidad de desprendimiento en Ci/seg.
Kr-83m	1.86 hr	0.288	2900
Kr-85m	4.4 hr	1.53	5600
Kr-85	10.74 años	3.15	De 10 a 20
Kr-87	76 min	0.837	15000
Kr-88	2.79 hr	2.68	18000
Xe-131m	11.96 días	2.25	15
Xe-133m	2.26 días	2.84	280
Xe-133	5.27 días	249.0	8200
Xe-135m	15.7 min	0.926	6900
Xe-135	9.16 hr	5.08	22000
Xe-138	14.2 min	0.511	21000

El “Xe” y el “Kr” decaen respectivamente a cesio y rubidio (Cs y Rb) no volátiles; posteriormente decae a estroncio.

Los gases producto de la fisión son generados dentro del mismo combustible y en el uranio que recubre las barras de control; cuando estas barras de control se calientan, el uranio deja que estos productos lleguen hacia la superficie de las barras, liberándose y llegan al seno del refrigerante.

Estos productos de fisión gaseosos pueden salir al exterior si existen defectos en el ensamble de combustible ^(10, 40, 23).

6.2.2 Desechos por activación neutrónica.

La segunda fuente de gas radioactivo en reactores enfriados por agua se debe a la actividad neutrónica del refrigerante primario y las impurezas en el mismo. La activación por neutrones del oxígeno y del hidrógeno produce oxígeno e hidrógeno radiactivos, y esto significa que, tanto el “O₂” y el “H₂” gaseosos como los que componen el H₂O pueden activarse. Tanto el “O₂” y el “H₂” radiactivos y normales conforman la pareja de gases generados por radiólisis (gases radiolíticos) que son el objeto principal de estudio de este trabajo de tesis.

Menos importante es la generación de ^{18}F a partir del ^{18}O Y ^{41}Ar , a partir del ^{40}Ar , los cuales pueden ser disueltos en el refrigerante.

En un BWR las mayores fuentes de desechos gaseosos son el condensador del sistema “off-gas” y la ventilación de zonas de radiación. La radioactividad en el condensador llega primeramente de los radioisótopos ^{13}N y ^{16}N y algunos isótopos de “Kr” y “Xe”.

Aunque puede existir considerable radiactividad en el condensador “off-gas” el volumen es muy pequeño removiéndose por un eyector de aire y enviado a través de un largo tramo de tubería con el objeto de que permanezca ahí por un lapso de entre 20 minutos y 1 hora antes de que el gas sea desprendido ó expulsado.

Este tiempo de contención permite el decaimiento de isótopos de vida corta en el desecho gaseoso.

Esta etapa elimina prácticamente todo el “¹⁶N” del condensador del “off-gas” y una cantidad muy importante de “¹³N”, además de isótopos de vida corta del “Kr” y “Xe” tales como “⁹⁰Kr”, ⁸⁹Kr, ¹³⁷Xe, ¹³⁸Xe y ¹³⁵Xe. Al final de la tubería de contención se utiliza un filtro de alta eficiencia para remover productos hijos de Kr y Xe tales como ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr y ⁸⁹Sr. Una vez que el gas ha dejado la tubería de contención, se diluye con grandes volúmenes de aire de ventilación. Finalmente la mezcla diluida se dispersa para asegurar que ningún sitio reciba una considerable cantidad de radiactividad.

En un PWR el desecho gaseoso es menor en volumen generado, y las cantidades relativamente pequeñas de gases producidos por fisión se remueven del refrigerante del reactor y se almacenan en tanques para el decaimiento de los isótopos cuya vida sea corta.

Aquí, la radiactividad liberada al ambiente es de isótopos cuya vida es relativamente larga, tales como ⁸⁵Kr y ¹³³Xe.

Estudios meteorológicos del sitio durante el período de construcción de la planta darán las especificaciones de base para los límites de emisión de gases radiactivos ^(10, 40, 23).

6.2.3 Sistema de tratamiento de desechos gaseosos.

Existen sistemas principales en una planta BWR para tratamiento de potenciales de desprendimientos de desechos radiactivos gaseosos.

6.2.3.1 Sistema de tratamiento de gases desprendidos (off-gas) por eyector de aire.

El BWR posee la característica de desprender gases disueltos en el refrigerante primario hacia el vapor generado en el proceso de calentamiento, y estos gases no condensables se remueven del mismo por el sistema de eyector de aire. Estos gases comprenden aire que estaba dentro del sistema turbina-condensador, H₂ y O₂ producidos por descomposición radiolítica del agua del reactor, gases de fisión y de activación. El volumen relativo de gases de activación y fisión no es significativo en comparación con los volúmenes de aire, O₂ y H₂ (de estas especies hablaremos posteriormente, pues son el tema principal de este trabajo).

Este sistema reduce el nivel de actividad de los gases de fisión no condensables removidos del condensador principal previo a su salida a alrededores; utiliza la adsorción dinámica de los gases nobles radiactivos sobre carbón activado ^(10, 40, 23).

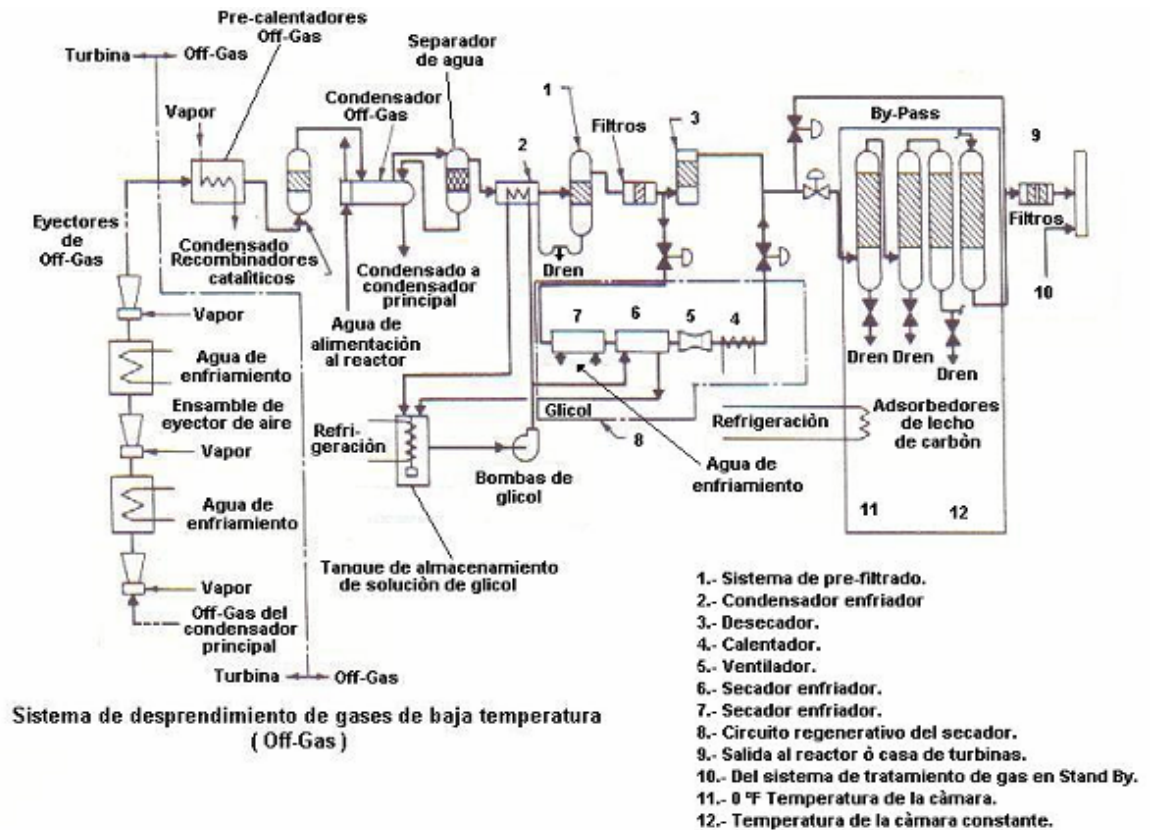


Fig. 6-1. Diagrama de flujo generalizado que ejemplifica el Sistema de tratamiento de desechos radiactivos gaseosos, mejor conocido como sistema de recombinación (Off-Gas).

Los gases no condensables removidos del condensador principal, incluyendo aire, se diluyen con vapor para dar menos del 4% en volumen de H_2 en la última etapa del eyector de aire. El gas de salida diluido es sobrecalentado y pasado a través de un reconvertidor catalítico para remover H_2 en la última etapa del eyector de aire. El gas de salida diluido es sobrecalentado y pasado a través de un reconvertidor catalítico para remover H_2 y O_2 con H_2O . El gas de salida efluente del reconvertidor, conteniendo solamente trazas de H_2 se pasa por un condensador enfriado por condensado de planta.

La corriente de gas remanente a hora es substancialmente reducida en volumen reduciendo así las dimensiones del equipo de adsorción por carbón. Un largo tramo de tubería proporciona una contención de 10 minutos en el decaimiento de ^{13}N , ^{16}N y ^{19}O , e isótopos de Kr y Xe. Durante este período de decaimiento, los productos hijos son removidos por condensación en las paredes de la tubería.

En este momento el gas es procesado a través de un condensador-enfriador para remover la humedad adicional, por un tanque y un desecador para remover la humedad relativa, y por un filtro de alta eficiencia previo a la entrada de los adsorbedores de carbón. Estos adsorbedores de carbón provocan el decaimiento final de los gases radiactivos, reduciendo la proporción de desprendimiento a los niveles especificados. Dos trenes paralelos de adsorbedores de carbón se utilizan para minimizar la presión. El calor es removido de la

bóveda que abriga a los adsorbedores para mantener los lechos de carbón a una temperatura de operación de 0°F. El gas de salida efluente de los adsorbedores se pasa a través de otro filtro de alta eficiencia previo a la descarga ^(10, 40, 23).

El sistema de eyector de aire posee el suficiente tiempo de retención para permitir el decaimiento de aquellos gases nobles que generan hijos considerables biológicamente, tales como ⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr, ¹⁴⁰Ba y ¹³⁷Cs. Estos productos hijos son retenidos en filtros de partículas alta eficiencia junto con los adsorbedores de carbón y así no escapar. La cantidad masiva de carbón en los adsorbedores también retiene algo de yodo presente en el eyector de aire de los gases de salida, tanto que la cantidad que se descarga es prácticamente cero ^(10, 40, 23).

6.2.3.2 Sistema de sellado de collarín de gases de salida.

Los sellos de collarín del eje de la turbina se purgan normalmente a un venteo, una vez que el vapor de sello ha sido condensado. Los gases radiactivos no condensables que van en el vapor de sello son de esta manera purgados con el aire empujado por el sello de collarín. Desde que solamente se usa el 0.1% de flujo del vapor principal para sellar el eje, el contenido radiactivo de esta corriente es pequeño en comparación con el sistema del eyector de aire de gases de salida. Sin embargo, esta corriente de aire es grande, tanto que la combinación de esta corriente del sello del collarín con la corriente de gas de salida no es económicamente atractivo.

Se utilizan dos aproximaciones para reducir el gas de salida del sello del collarín y su efecto a los alrededores (dosis a poblados vecinos).

Una alargada tubería de purga proporciona unos cuantos minutos de contención para el decaimiento de los gases de activación “¹⁶N” y “¹⁹O”. Este tiempo de contención es suficiente para reducir la descarga de materiales radiactivos a la atmósfera. La dosis de radiación al vecino más cercano es en promedio de 0.7 mrem / año por reactor. Si se desea reducir esto a prácticamente cero, debe aplicarse una fuente no radiactiva de vapor de sello de turbina.

Este sistema utiliza el condensado para generar vapor desde que este condensado es bajo en contenido de gas radiactivo ^(10, 23).

6.2.3.3 Operación de una bomba de vacío mecánica.

Durante el arranque de la planta y antes de que sea iniciada la operación del eyector de aire de chorro de vapor, se utiliza una bomba de vacío mecánica para evacuación del gas del condensador principal.

La proporción inicial de la remoción de gases nobles radiactivos por la bomba de vacío puede ser significativa, pero se reduce rápidamente conforme se alcanza el vacío, los gases residuales (principalmente Xe por decaimiento del “I” durante el paro) bombeados desde el condensador durante un arranque, producen una dosis relativamente pequeña a las poblaciones vecinas cercanas de 0.2 mrem / año ó quizá menos ^(10, 23).

6.3 Desechos radiactivos líquidos.

Las mayores fuentes de desechos líquidos son el enfriamiento del reactor, los drenes de equipos, válvulas y accesorios que gotean, y soluciones utilizadas para regenerar desmineralizadores. En cualquier caso, las fuentes radiactivas que contienen estos líquidos son productos de fisión no volátiles, productos corrosivos activados, y productos de activación formados en el enfriamiento del reactor.

Varios métodos de tratamiento se utilizan comúnmente para desechos líquidos, incluyendo la contención, filtración, desmineralización y evaporación. El tipo de tratamiento utilizado depende de la condición del desecho. Si el agua es considerablemente pura, por economía es conveniente desmineralizarla y regresarla al sistema de enfriamiento del reactor, y si el agua tiene un alto contenido de sólidos la concentración es el método más recomendable.

Los principales productos de fisión que son procesados por sistemas de desechos radiactivos líquidos son yodo, cesio, rubidio y estroncio ^(10, 40, 22).

Tabla 6-2. Principales isótopos en desechos líquidos, producidos por la fisión atómica.

Isótopo	Actividad típica en en Ci/ml.
Rb-88	2.7×10^{-2}
Sr-89	4.51×10^{-5}
Sr-90	1.46×10^{-6}
Sr-91	2.85×10^{-4}
Sr-92	8.72×10^{-5}
Y-90	1.01×10^{-2}
Y-91	5.66×10^{-2}
Mo-99	4.12
I-131	3.23×10^{-2}
I-132	2.25×10^{-2}
I-133	3.78×10^{-2}
I-134	4.58×10^{-3}
I-135	1.90×10^{-2}
Cs-134	4.09
Cs-136	0.740
Cs-137	12.7
Cs-139	0.734
Ba-137m	11.7
Ba-139	7.60×10^{-4}
Ba-140	5.63×10^{-5}
La-140	2.25×10^{-5}
Ce-144	5.18×10^{-6}

El mayor problema en la disposición del desecho líquido lo constituye el tritio, “³ H”, que es un radioisótopo del hidrógeno, producido en los reactores en cantidades considerables.

Siendo un isótopo del hidrógeno, el tritio formará “agua tritiada”, la cual no puede ser removida de los desechos líquidos por filtración normal y procesos de destilación, pero decae a ^3H por emisión de rayos beta.

No hay rayos gamma que acompañen este decaimiento. Como se ha visto en la tabla anterior, el tritio se forma de varias maneras en un reactor nuclear siendo las dos principales la activación de boro y las fisiones ternarias. Aproximadamente una de cada 12,500 fisiones es una fisión ternaria, en la cual se forman el tritio junto con otros dos átomos.

En una Central Nucleoeléctrica típica esta reacción deja una producción de 10,000 curies de tritio por año de operación total de potencia. La mayoría de este tritio está contenido en las barreras de control; sin embargo, alrededor del 1% se difunde a través del ensamble hacia el enfriamiento del reactor, y de esta manea, aproximadamente 100 curies de tritio por año (al 100% de potencia del reactor) son descargados por fisión ternaria hacia el enfriamiento del reactor ^(10, 40, 22).

6.3.1 El proceso de tratamiento para desechos líquidos.

Las funciones básicas de este proceso son la recolección de desechos, su tratamiento, almacenamiento y monitoreo para así determinar su disposición o tratamientos ulteriores. Una sola planta de tratamiento se instala en la Central para efluentes radiactivos y potenciales ó para desechos sólidos de una manera económica y sin limitaciones en la operación.

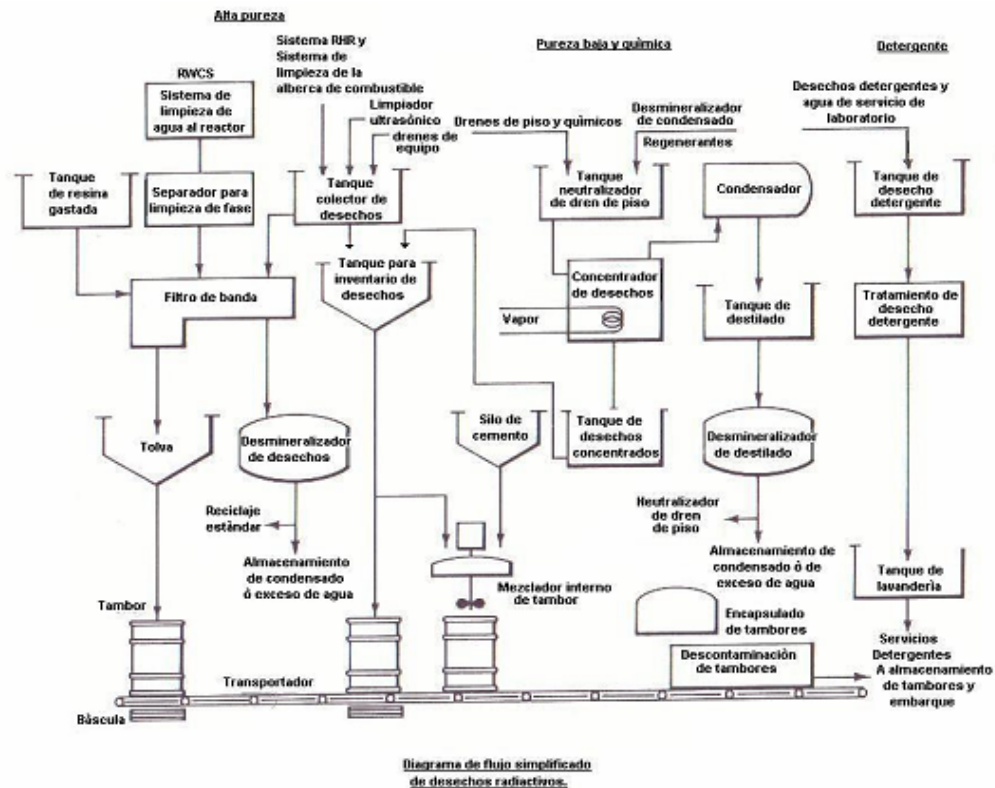


Fig. 6-2. Diagrama de flujo generalizado que ejemplifica el sistema de tratamiento de desechos radiactivos líquidos.

El tratamiento de desechos líquidos tiene básicamente dos objetivos: el tratamiento de líquidos para permitir su reverso en los sistemas de la Central y la remoción de radiactividad en descargas controladas de líquidos.

El sistema de tratamiento para desechos líquidos tiene la capacidad de arrojar “cero descargas líquidas radiactivas” bajo las condiciones normales de operación de la planta, reforzando dicha capacidad los sub-sistemas de agua excedente y la adición de detergente al tratamiento. Las varias descargas líquidas del proceso son recolectadas por lotes y tratadas lo suficiente para alcanzar las condiciones deseadas para el proceso. Cualquier desecho procesado antes de ser descargado debe ser antes recolectado, muestreado y analizado como un lote previo a la descarga. Para demostrar el cumplimiento de las normas ambientales propias del lugar donde se halla la planta, un programa ambiental de muestreo y análisis de lodos y vida marina cerca de la Nucleoeléctrica proporciona datos de concentraciones ambientales.

El sistema para el desechos (líquidos y sólidos) se aplica para condensar sistemas de tratamiento utilizando unidades regeneradas de lecho profundo y unidades de filtrado y desmineralización, las cuales no regeneran sus resinas. Ambos sistemas de condensado ofrecen una efectiva y eficiente forma para remover los productos de corrosión descargados de la turbina, el condensador, la extracción y los sistemas de condensado; también son removidas impurezas añadidas a la corriente de agua de alimentación por posibles fugas en la tubería del condensador.

Para plantas enfriadas por salmuera ó agua salada, un sistema de condensado utilizando desmineralizadores de lecho profundo regenerados y de alta velocidad o flujo debe utilizarse para prevenir la entrada de agua al reactor durante periodos de fuga del condensador. Este sistema utiliza un limpiador de resina ultrasónica para el lavado de la misma y minimiza los desechos resultantes de la regeneración química de las resinas.

Los desechos radiactivos líquidos son recolectados en tres clases: de alta pureza, de baja pureza y químicos, y detergentes ó de lavandería.

Estos son recolectados por adecuadas conexiones de drenaje, tuberías y tanques ó sumideros de las diversas estaciones a los tanques recolectores en el edificio de desechos radiactivos.

Normalmente el desecho de alta pureza es filtrado, desmineralizado, monitoreado y regresado al tanque de condensado para un posterior uso.

Los desechos químicos y de baja pureza son tratados en lotes por un proceso de neutralización química y luego concentrados por evaporación para su empaquetado por tambores. El agua sobrenadante del concentrador es procesada a través de un desmineralizador, monitoreada y regresada a almacenamiento del condensado.

El agua regresada al tanque de almacenamiento del condensado debe ser de alta calidad.

Los desechos detergentes y de lavandería son entonces filtrados y posteriormente procesados para remover impurezas radiactivas y no radiactivas y luego enviados a almacenamiento para su uso en lavandería y servicios de descontaminación de detergentes.

Un sub-sistema de exceso de agua es proporcionado para acondicionar una entrada de agua en exceso de inventario de la estación. Una gran entrada de agua es usualmente provocada por fugas en el condensador principal ó por los tubos del intercambiador de calor del agua de servicio.

Este sub-sistema incluye un tanque de almacenamiento de agua en exceso para recibir dicho líquido en exceso de la capacidad de almacenamiento de condensado, tanto como el espacio lo permita; el agua puede ser enviada desde este tanque a el almacenamiento de condensado para su reuso en el sitio para compensar pérdidas normales de vapor. Alternativamente, esta agua puede ser evaporada y descargada con aire de ventilación de la estación hacia la atmósfera.

La combinación de este sub-sistema, el sub-sistema de tratamiento de desechos detergentes, y el tratamiento y re-uso de desechos químicos de piso y drenaje, además de alta pureza, componen el “cero descargas líquidas radiactivas”.

Si el efluente tratado va a ser descargado fuera del sitio de la planta, se descarga solamente tras un muestreo por lote y análisis previos. Tales lotes son inyectados dentro del canal de descarga del agua de enfriamiento a una velocidad tal que las concentraciones máximas permisibles para una mezcla no identificada no excedan los parámetros ^(10, 40, 22).

6.4 Desechos radiactivos sólidos.

Las mayores fuentes de desechos radiactivos sólidos en una Central Nuclear son las resinas desmineralizadoras, las herramientas, los contenedores y demás equipo (principalmente la ropa de trabajo) que ha sido contaminado ó activado.

Las resinas de los desmineralizadores son generalmente deshidratadas y puestas en tambores de 55 galones ó contenedores más largos. Los desechos de resinas de alto nivel son mezclados con concreto ó algún otro agente moderador en contenedores embarcables.

Se requieren contenedores acorazados para almacenar y transportar los elementos filtrantes de los demineralizadores. Normalmente no hay tratamiento para otros desechos sólidos más que la compresión de papel, bolsas, ropa, etc., en bultos compactos para un manejo y almacenamiento más fácil. Áreas especiales para almacenamiento son acondicionadas para tambores de 55 galones para las resinas. Previamente a su embarque fuera de sitio ó confinamiento permanente dentro del mismo. Los tambores son llenados a control remoto, cerrados y monitoreados para contaminación al exterior.

Si se utilizan contenedores disponibles más largos, estos son acarreados a las áreas de almacenamiento por una grúa viajera en lugar de contenedores acorazados ^(10, 40, 24).

6.4.1 Tratamiento para desechos radiactivos sólidos.

Los residuos sólidos son materiales que sufrieron contaminación radiactiva durante las labores normales de operación y mantenimiento de la planta nuclear, tales como herramientas, ropa, equipo de trabajo y principalmente los ensambles de combustible que fueron extraídos del reactor por haberse terminado su vida útil. Aquellos por lo general son de baja intensidad y de corta ó mediana vida media mientras que los últimos contienen una gran diversidad de isótopos radiactivos de elevada intensidad, que pueden tener una vida media corta, mediana ó larga.

Los residuos sólidos de baja intensidad se colocan en tambores de acero especiales mezclados con alguna resina, asfalto ó simplemente ahogados en cemento. Posteriormente se almacenan en lugares seguros durante el tiempo necesario para garantizar que su actividad ha dejado de ser peligrosa ^(10, 40, 24).

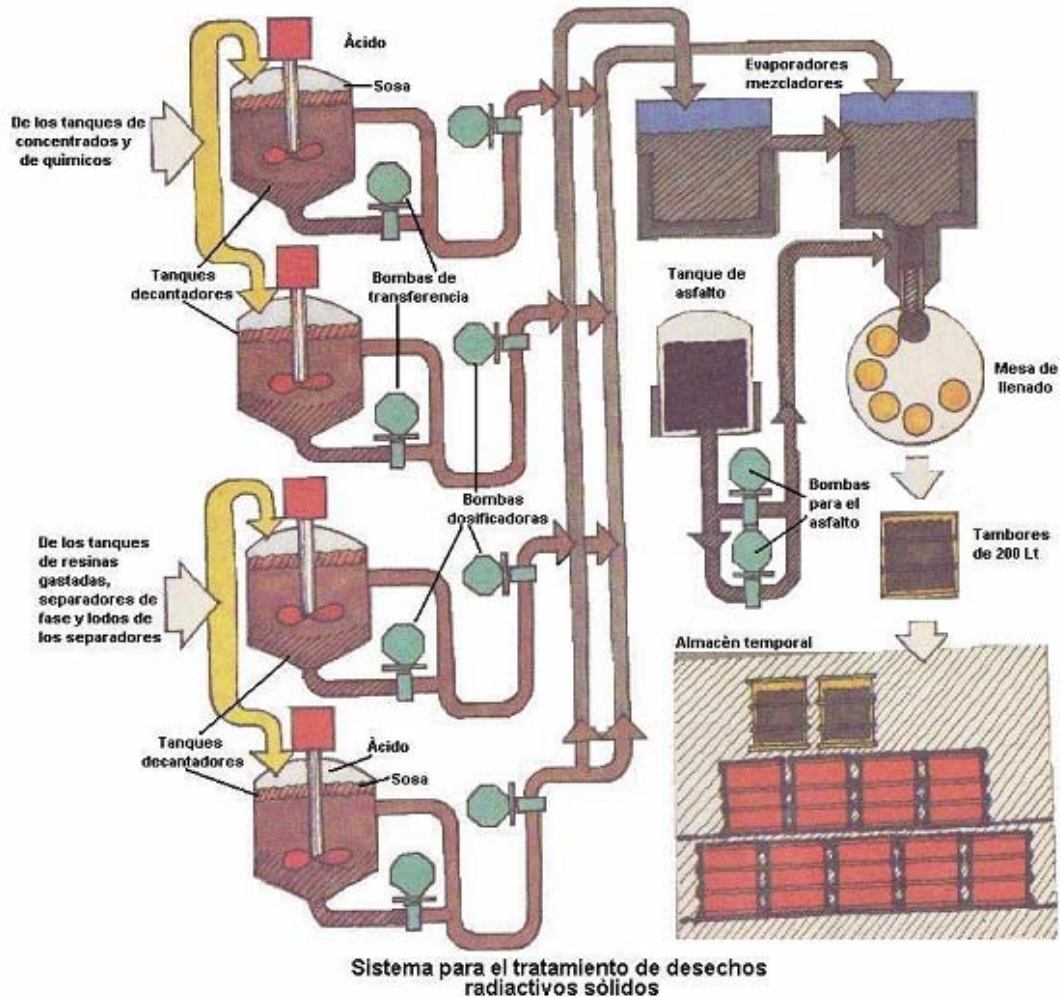


Fig. 6-3. Diagrama de flujo generalizado que ejemplifica el sistema de tratamiento de desechos radiactivos sólidos.

Debido a la actividad y cantidad de los productos de fisión, el mayor problema se presenta con los ensambles de combustible irradiado que son extraídos del reactor. Estos se almacenan temporalmente en grandes albercas localizadas en los propios edificios de los reactores en espera de que decrezca la actividad de los radioisótopos de vida corta ó media contenidos en las pastillas de combustible irradiado. Bastan alrededor de 18 meses para que la radiactividad acumulada en los ensambles de combustible disminuya en más de un 97%.

En la práctica, la permanencia del combustible irradiado en estas albercas es considerablemente mayor, pues se ha llegado a la conclusión de que dicho sitio tiene considerables ventajas como almacén temporal.

Una Central Nucleoeléctrica del tipo BWR debe estar dotadas de albercas de decaimiento con capacidad para almacenar el combustible gastado durante diez años de operación; capacidades mayores y la construcción de albercas adicionales es una opción muy recomendable ^(24, 25).

Al término de este almacenamiento transitorio, se debe adoptar una de 3 soluciones definitivas, que son las siguientes:

- a) Introducir, los ensambles de combustible irradiado en contenedores especiales, diseñados para conservarse durante miles de años y enviarlos posteriormente a un depósito de residuos radiactivos. El depósito puede ser subterráneo y construido en un lugar despoblado, donde los estudios geológicos demuestran, la estabilidad de las estructuras del subsuelo durante millones de años.

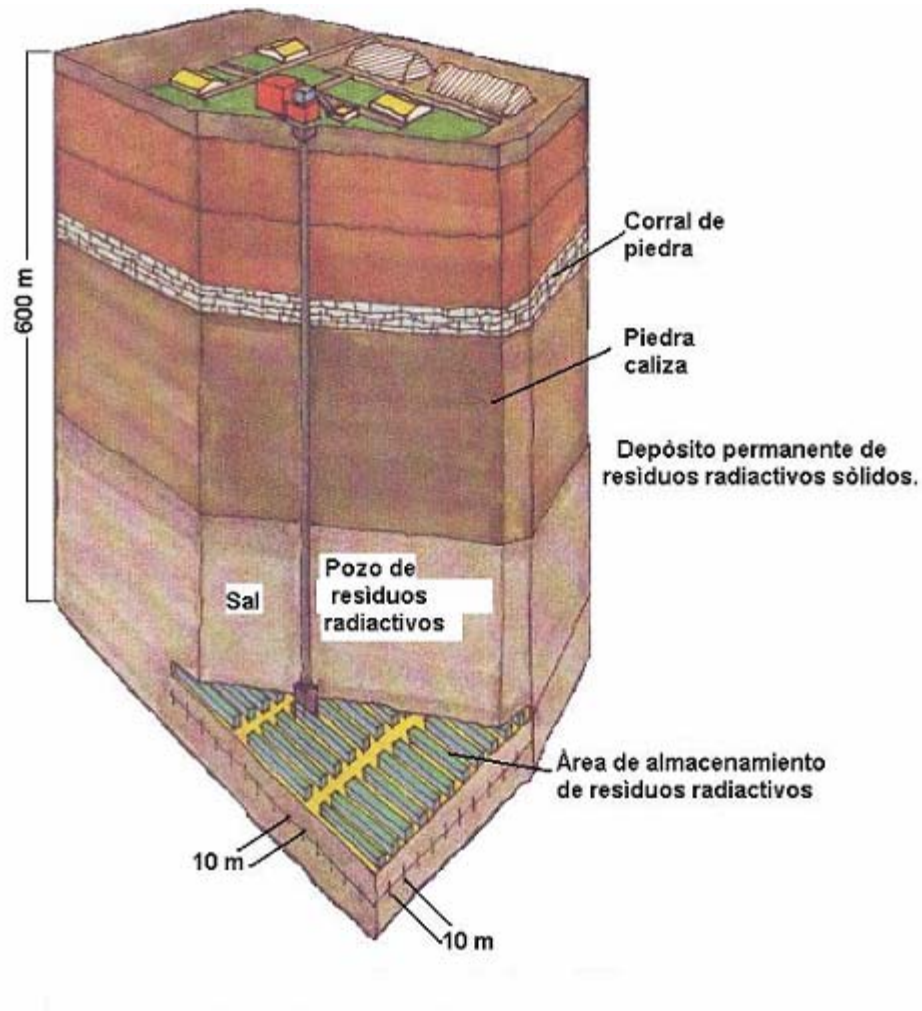


Fig. 6-4. Diagrama que muestra un arreglo típico de instalaciones para confinamiento de desechos radiactivos de alta, mediana y baja actividad.

- b) Colocar el combustible gastado en los contenedores, almacenarlos en adecuadas instalaciones a flor de tierra durante 30 ó 40 años, y enviarlos posteriormente al depósito de residuos radiactivos. La ventaja de esta alternativa estriba, en primer lugar,

en la posibilidad de diferir una gran inversión como la que se requiere para construir un depósito, y en segundo lugar, que las dimensiones del mismo disminuirán sensiblemente ya que durante el periodo de almacenamiento temporal en la superficie los contenedores perderían hasta 9 décimas partes de su temperatura inicial que podría ser de cientos de grados.

- c) Enviar el combustible gastado en sus contenedores a una planta para su reprocesamiento. Esta solución es costosa, pero sería compensada por el uranio y el plutonio obtenidos, que podrían ser vendidos ó aprovechados en la fabricación de nuevo combustible para reactores nucleares. Además, se recuperarían otros radioisótopos útiles en la medicina, la agricultura y la industria. Otra ventaja es que después de extraer todas las sustancias utilizables del combustible gastado, el volumen final de los auténticos residuos radiactivos se reducirían notablemente, se simplificaría su control y disminuiría el monto de la inversión correspondiente al depósito que habría de construirse para almacenarlos definitivamente ^(24, 25, 44).

Cualquiera que sea la alternativa que se adopte para salvaguardar los desechos radiactivos de una Central Nucleoeléctrica, en ninguno de los casos llegará a construir un riesgo para la salud de las poblaciones cercanas a la planta ó para la preservación del medio ambiente que las rodea.

Debe decirse también que existen soluciones para el almacenamiento definitivo y seguro de los desechos radiactivos sólidos, porque siempre es posible darles una configuración insoluble y estable para evitar su diseminación. El almacenamiento de los desechos sólidos es técnicamente posible y como el volumen de los mismos es relativamente pequeño, su costo es razonable ^(10, 40, 24, 25, 44).

CAPÍTULO 7

CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR.

7.1 Definición del ciclo.

Llamamos ciclo del combustible nuclear al conjunto de operaciones industriales que son necesarias para el proceso de fabricación del combustible nuclear para utilizarlo en reactores nucleares para la producción de energía eléctrica con fines comerciales.

Este ciclo involucra operaciones tales como extracción, purificación, conversión y enriquecimiento de la materia prima, así como su fabricación como combustible, su irradiación dentro del reactor y su almacenamiento como combustible gastado, el cual tendrá un reprocesamiento para volverse a utilizar en el reactor ó tendrá una disposición y/o confinamiento final ^(37, 43).

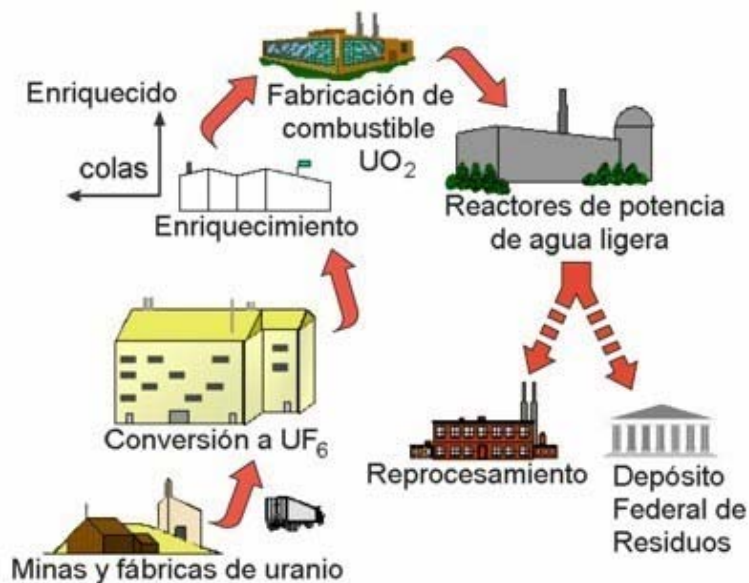


Fig. 7-1. Diagrama esquematizado del ciclo del combustible nuclear UO_2 conteniendo hasta un 7 % de enriquecimiento en ^{235}U

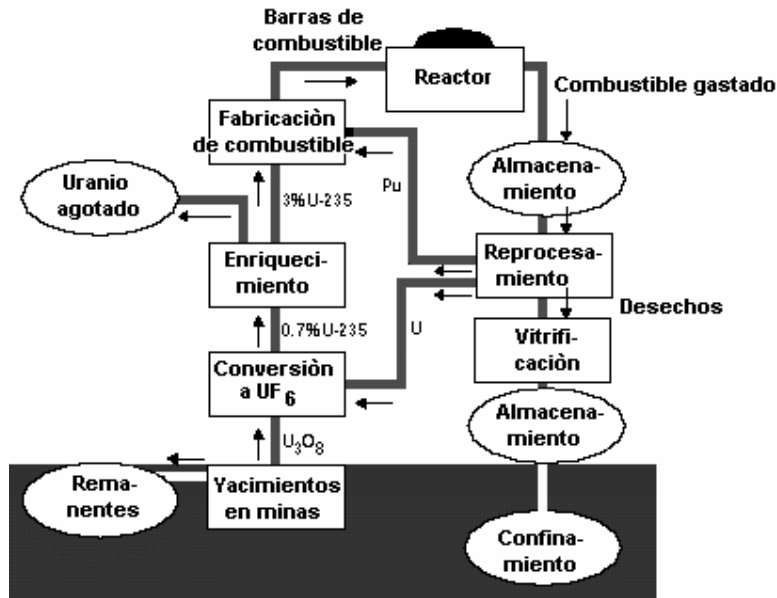


Fig. 7-2. Diagrama de flujo por bloques que ejemplifica ciclo del combustible nuclear UO_2 . ^(52, 43).

7.2 La materia prima en la naturaleza.

El uranio es un metal ligeramente radioactivo que es relativamente abundante en la naturaleza, tanto como la plata y el arsénico, y es 800 veces más abundante que el oro. Se encuentra presente en la mayor parte de la corteza terrestre formando rocas y sedimentos así como en muchos ríos y en el agua de mar (4 partes por billón ó “ppb”, que serían aproximadamente 4, 000, 000,000 toneladas de uranio en la tierra).

Tomando otro ejemplo, se encuentra en concentraciones promedio de 4 ppm (partes por millón) en el granito el cual conforma el 60% de la corteza terrestre. En los fertilizantes las concentraciones de uranio son en promedio 400 ppm (0.04%), y existen depósitos de carbón mineral con concentraciones de uranio de 100 ppm (0.01%).

La mayor parte de la radiactividad asociada con el uranio en la naturaleza se debe a otros minerales derivados del mismo por procesos de decaimiento radiactivo; estos minerales se retiran en la extracción y purificación del uranio.

En los reactores nucleares de fisión, los isótopos más comúnmente utilizados como combustibles son el uranio ^{235}U , el plutonio ^{239}Pu , y en menor grado el uranio ^{233}U . Sabemos que el ^{235}U es el único isótopo fisible que existe en la naturaleza, y se halla en una proporción de 0-7% en el uranio natural; el resto es uranio ^{238}U , el cual es materia prima para la cría del ^{239}Pu , así como el ^{233}Pu es producto de la reacción de cría del torio ^{232}Th .

Existe un buen número de áreas alrededor del mundo, en donde la concentración de uranio en el suelo es lo suficientemente grande que su extracción para su uso como combustible nuclear es económicamente factible ^(52, 43).

Tabla 7-1. Tabla que nos muestra un estimado de las reservas de óxido de uranio, de composición U_3O_8 . Los datos se reportan en miles de toneladas.

RESERVAS DE URANIO EN EL MUNDO				
País	Reservas de uranio razonablemente	Recursos de uranio		
	aseguradas según costes (en \$/kg U)	estimadas según costes (en \$/kg U)		
	(por 1000 tU) a 1-1-98	(por 1000 tU) a 1-1-98		
	<80\$/Kg U	< \$40/kg U	<80\$/Kg U	<130\$/kg U
Australia	622.00	N.D	136.00	180.00
Brasil	162.00	N.D	100.20	100.20
Canadá	331.00	N.D	99.00	99.00
España	4.65	N.D	N.D	8.19
Estados Unidos	110.00	N.D	N.D	N.D
Federación Rusa	145.00	17.20	36.50	36.50
Francia	13.46	N.D	1.21	1.40
Kazajstán	439.22	113.20	195.90	259.30
Mongolia	61.60	11.00	21.00	21.00
Namibia	156.12	70.55	90.82	107.52
Níger	69.96	1.20	90.82	1.20
Sudáfrica	218.30	44.40	66.10	87.80
Uzbequistán	66.21	39.36	39.36	46.50
Otros	134.91	3.20	135.68	189.60
TOTAL	2534.43	300.11	832.97	1138.21

Como podemos ver, las reservas probadas de uranio, con un costo de extracción y elaboración de \$ 80 U. S./ Kg en promedio se calculan en 2,534,430 toneladas de óxido U_3O_8 , de las cuales 10,600 toneladas se hallarán en México, además de una reserva estimada de 150,000 toneladas, que son asociadas a la roca fosfórica de Baja California, cuya extracciones se condiciona a la capacidad de producción futura de ácido fosfórico (H_3PO_4) que es materia prima principalmente de abonos sintéticos ^(37, 43).

7.3 Extracción ò beneficio del mineral.

Tanto la excavación como las técnicas en sitio son utilizadas para recuperar uranio. La excavación puede ser subterránea ó en minas a cielo abierto.

En general la excavación en mina a cielo abierto es utilizado donde los depósitos están cercanos a la superficie, y la excavación subterránea se utiliza para depósitos que se utilizan a más de 120m. por debajo de la superficie terrestre.

La extracción en minas a cielo abierto requiere de grandes agujeros sobre la superficie, más grandes que el tamaño del yacimiento, y las paredes de la mina deben asegurarse para prevenir un colapso.

Como resultado, la cantidad de material, que debe ser removido en orden para acceder a la beta debe ser grande. Las minas subterráneas tienen una superficie para remover relativamente pequeña, y por ende la cantidad de material que debe ser removido para acceder a la beta es considerablemente más pequeña que en el caso de las minas a cielo abierto.

La decisión del método a utilizar para extraer el uranio de un depósito en particular depende de la naturaleza del yacimiento, la seguridad y las consideraciones económicas. Por ejemplo, en las minas subterráneas de uranio se requieren de medidas de precaución especiales para protegerse contra la exposición a la radiación, medidas tales como mucha ventilación.

Al contrario de lo que sucede con los hidrocarburos cuyos múltiples usos se conocen, el uranio y el torio que son los energéticos primarios consumidos por los reactores nucleares, no tienen otro uso masivo fuera de la generación de energía eléctrica y en la producción de armamento, pero esto último no nos concierne ⁽⁴³⁾.

Tabla 7-2. Tabla que nos muestra los niveles de producción de óxido de uranio, de composición U_3O_8 .

PRODUCCIÓN DE U_3O_8					
PAÍSES	PRODUCCIÓN (tU)				
	1994	1995	1996	1997	1998
Australia	2.183	3.712	4.974	5.520	4.885
Canadá	9.694	10.515	11.788	12.029	10.924
España	255	255	255	255	255
Estados Unidos	1.400	2.324	2.420	2.170	1.872
Francia	1.028	980	940	748	508
Kazajstán	2.240	1.630	1.320	1.000	1.250
Namibia	1.901	2.007	2.452	2.905	2.762
Níger	2.975	2.970	3.160	3.497	3.731
Rusia	2.968	2.250	2.000	2.000	2.000
Sudáfrica	1.690	1.424	1.436	1.100	962
Uzbekistán	2.015	1.800	1.459	1.764	2.000
Otros	2.149	1.625	1.356	1.604	1.821
Total	30.498	31.492	33.560	34.592	32.970

Hoy en día, la capacidad anual de producción de uranio en el mundo es de 35,000 toneladas de U_3O_8 , con la cual se pueden abastecer las necesidades de cerca de 300 reactores moderados y enfriados por agua, cuya potencia eléctrica neta sea de 1000 Megawatts cada uno. En el plano energético mundial, el uranio desempeñará un importantísimo papel en la satisfacción de demanda energética para el siglo XXI, pues con las reservas existentes se pueden producir 123 billones de Kilowatts-hora, cantidad de energía que se produciría con 211,500 millones de barriles de combustóleo ^(52, 43).

7.4 Purificación del mineral.

La purificación que es generalmente llevada a cabo en un lugar cercano a una mina de uranio, extrae dicho elemento de mina ó beta. La mayoría de las instalaciones mineras incluyen una purificación, y si varias minas están muy cercanas entre sí, una sola instalación de purificación puede procesar la beta de varias minas. La purificación produce un concentrado de óxido de uranio que es embarcado desde la purificación.

A veces se le hace referencia como “pastel amarillo” y generalmente contiene más de 80% del uranio formando U_3O_8 , dejando el resto a diuranatos de sodio y de amonio.

La beta original puede contener alrededor del 0.1% de uranio. En una purificación es extraído de una beta triturada por lixiviación, en la cual se utilizan ó un ácido ó un álcali fuerte en solución para disolver el uranio. Entonces el uranio es removido de su solución y precipitado, ó sus licores purificados por intercambio iónico ó extracción con solventes.

Tras un secado y calentamiento se empaqueta en tambores de 200 lt. Como un concentrado. El remanente de la beta, el cual contiene la mayoría de la radiactividad y casi todo el material rocoso se convierte en colas, las cuales se emplazan cerca de la mina, en instalaciones diseñadas para ello (frecuentemente en terrenos minados exteriores).

Las colas contienen materiales de larga vida radiactiva en bajas concentraciones y en materiales tóxicos tales como metales pesados; sin embargo, la cantidad total de elementos radiactivos es menor que la beta original, y su radiactividad colectiva tendrá una vida mucho más corta. Estos materiales necesitan ser aislados del ambiente ^(52, 43).

7.5 Conversión.

El producto de la purificación del uranio no es directamente utilizable como combustible para un reactor nuclear.

Un proceso adicional (generalmente referido como un enriquecimiento) se requiere para la mayoría de las clases de reactores. Este proceso llamado “conversión” requiere el uranio en forma gaseosa, y la forma como esto se lleva a cabo es la siguiente:

El uranio natural se envía en forma de diuranatos de sodio y de amonio a la planta de conversión, donde inicialmente se refina para convertirse en el óxido UO_2 , luego es hidrof fluorinado (el principal riesgo de esta etapa es el uso del ácido fluorhídrico ó “HF”) y transformado en tetrafluoruro de uranio UF_4 , y finalmente se le hace reaccionar con fluor (F_2 gaseoso), para producir hexafluoruro de uranio (UF_6). Este compuesto reacciona fácilmente con H_2O y materia orgánica (de aquí su riesgo), por lo general se envía a plantas de enriquecimiento en resistentes cilindros de acero, diseñados para evitar el contacto con la humedad del aire ^(52, 43).

7.6 Enriquecimiento.

El uranio natural consiste primeramente en una mezcla de dos isótopos de uranio; únicamente el 0.7% del uranio es fisible ó capaz de someterse a la fisión que, como bien sabemos, es el proceso que produce la energía en un reactor nuclear. El isótopo fisible del uranio es el ^{235}U , y el remanente es el ^{238}U .

En la mayoría de los tipos de reactores nucleares se requiere un poco más de la concentración natural del ^{235}U , y el proceso de enriquecimiento produce dicha concentración típica entre el 3.5% y el 5% de ^{235}U por remoción del 85% del ^{238}U . En la actualidad el uranio se enriquece comercialmente por los procesos de difusión, centrifugación gaseosa y por enriquecimiento con láser, por lo que es indispensable el uso del UF_6 ya que es el único compuesto estable de uranio que es volátil a la temperatura ambiente ^(52, 43).

7.6.1 Difusión gaseosa.

La separación isotópica del UF_6 por difusión gaseosa consiste en bombardear este compuesto del uranio a través de una membrana porosa que favorece la difusión selectiva del ^{235}U sobre el ^{238}U ⁽⁴³⁾.

7.6.2 Centrifugación gaseosa.

El otro proceso de separación isotópica del UF_6 , la “centrifugación gaseosa”, consiste en bombardear este compuesto del uranio a un cilindro que gira a muy altas velocidades periféricas del orden de los 400m. / seg. , donde se empobrece en ^{235}U la fracción que se desplaza a la periferia del cilindro por la aceleración centrífuga que sufre la mezcla gaseosa, enriqueciéndose, por lo tanto la fracción que permanece cerca del eje ⁽⁴³⁾.

7.6.3 Enriquecimiento por láser.

En diversos países del mundo se está investigando un nuevo proceso para la separación isotópica del uranio por medio de láser. La técnica consiste en irradiar vapores de uranio metálico ó UF_6 con radiación láser de una frecuencia determinada, que excita tan selectivamente a los átomos de ^{235}U , que pueden ser separados electromagnéticamente del ^{238}U en un solo paso.

Este hecho implica la ventaja que se puede construir una instalación de enriquecimiento de uranio por láser con menos inversión capital y con muy reducidos consumos de energía por unidad de trabajo separativo ⁽⁴³⁾.

7.7 Fabricación del combustible.

Este proceso de inicio con la conversión química del UF_6 enriquecido de polvo de UO_2 , el cual se prensa en forma de pastillas, las cuales se someten a ciertos tratamientos térmicos y metalúrgicos. Estas pastillas tienen forma de cilindros de 1 cm de diámetro por 1 cm de altura, y poco más de 10 millones de estas pastillas es una carga de combustible al núcleo de un “PWR” ó “BWR”.

Después de comprimirse, estas pastillas se cargan en tubos de una aleación metálica de zirconio, el “zircalloy”; estos tubos son previamente cortados y sellados interiormente, y una vez con las pastillas, se soldan y se someten a pruebas de control de calidad.

Antes de ser cargados con las pastillas, los tubos se someten a un calentamiento a alta temperatura para eliminar el aire y la humedad.

Una vez cargados los tubos con pastillas y sellados son inspeccionados por un método de mapeo para la radiación gamma, con lo que se asegura que han sido cargados correctamente. Una vez realizadas todas estas pruebas a los elementos combustibles (pastillas con vainas de zircalloy), se procede a armar manualmente los ensambles.

Los elementos combustibles se arman sobre un soporte interior, el cual tiene una abertura para dirigir el flujo del enfriador a través de ellos. En la parte superior del ensamble de combustible se dispone de un asa ó agarradera que sirve para transportarlo con una grúa viajera que está por encima del reactor ^(52, 43).

Cada ensamble tiene un número de identificación que indica su localización en el núcleo del reactor. Los ensambles de combustible se empacan y se mandan a la planta nucleoelectrica, donde serán cargados en la vasija del reactor.

Cabe agregar que las dimensiones de las pastillas y otros componentes del ensamble del combustible son precisamente controlados para asegurar la consistencia en las características de los paquetes de combustible.

Las operaciones de fabricación de combustible no implican problemas serios de protección radiológica, ya que el ²³⁵U antes de irradiarse en la vasija del reactor tiene muy bajo nivel radioactivo. No obstante, en una planta de fabricación de combustible se debe tener especial cuidado con el tamaño y la forma de los recipientes de procesamiento para evitar la “criticalidad”, que es una limitada reacción en cadena que desprende radiación.

Con combustible pobremente enriquecido esta criticalidad es despreciable, pero en plantas que manejan combustibles especiales para reactores de investigación esto es de vital importancia ^(52, 43).

7.8 Generación de energía e irradiación de combustible.

El núcleo del reactor está constituido por los ensambles de combustible y las barras de control de forma de cruz; el núcleo está contenido en la vasija del reactor.

En el núcleo hay 444 ensambles de combustible que contienen 81 toneladas de UO₂ enriquecido al 1.87% en promedio del isótopo ²³⁵U.

También existen 109 barras cruciformes de control constituidas por carburo de boro, encapsulado en tubos y placas de acero inoxidable.

En el corte transversal del núcleo puede observarse la distribución de las barras de control y los tres tipos de ensamble de combustible de una carga al reactor.

Dentro de un reactor nuclear los átomos del ²³⁵U se dividen (reacción de fisión) durante el proceso, desprendiendo energía. Esta energía es utilizada para calentar agua y convertirla en vapor; este vapor se utiliza para mover una turbina conectada a un generador, el cual produce la energía eléctrica. Algo del ²³⁸U en el combustible se convierte en plutonio “²³⁹Pu” dentro del núcleo del reactor, y esto produce un tercio de la energía en un reactor de los tipos “PWR” Y “BWR”.

La fisión del uranio se utiliza como fuente de caloren una planta nucleoelectrica, lo que es la quema de carbón, gas ó aceite a una fuente de calor en una planta generadora a base de combustibles fósiles (termoelectrica).

El núcleo inicial de un reactor está diseñado para operar un promedio de 413 días al 100% de potencia, al término de los cuales la reactividad del núcleo llega a cero las 109 barras

de control totalmente fuera. De esta manera no es posible seguir operando al reactor, si no se lleva a cabo una recarga parcial de combustible que restituya la reactividad en el núcleo.

Para esta importantísima labor de una nucleoelectrica (la recarga) casi por lo regular los ensambles que se reemplazan son los que han agotado más su contenido en ^{235}U . El número y enriquecimiento los nuevos ensambles de combustible que se cargan al reactor dependerán en mucho de la energía que se pretenda generar durante los próximos ciclos de irradiación, así como de la frecuencia donde se quieran realizar los cambios.

Pongamos un ejemplo: al 70% de factor de capacidad en un ciclo anual de recarga, es necesario reemplazar 96 barras de combustible promedio con igual número, cuyo enriquecimiento en ^{235}U tenga una media aritmética de 2.71%.

Cuando los 96 ensambles de combustible de una recarga por año se extraen de la vasija del reactor, después de que en promedio se irradiaron 4.6 años, habrán alcanzado un quemado de 28,200 Megawatts-día / tonelada.

Al momento en que se para el reactor para la descarga del combustible irradiado, cada ensamble produce 270 Kw. de calor residual gracias al decaimiento radiactivo de los productos de fisión; después de un día se reduce a 21 Kw, al cabo de un mes a 7 Kw y un año después a solo 0.94 Kw. (G).

La cantidad de energía que se produce por un paquete de combustible varía según el tipo de reactor y sus políticas de operación. Comúnmente poco más de 45 millones de Kilowatts-hora de energía eléctrica son producidos de una tonelada de uranio natural.

La producción de esta misma cantidad de electricidad a base de combustibles fósiles requeriría la quema de aproximadamente 20,000 toneladas de carbón negro ó de 30 millones de metros cúbicos de gas natural ^(52, 43).

7.9 Final del ciclo de combustible.

Cuando es removido del reactor, un paquete de combustible estará emitiendo tanto radiación (principalmente por los productos de fisión) como calor. Entonces el combustible gastado es descargado dentro de una alberca de almacenamiento, con capacidad para 1242 ensambles por alberca, la cual está en el piso de recarga y adyacente a la vasija del reactor, esto para permitir el decaimiento en los niveles de radiación.

En estas albercas el agua resguarda la radiación y absorbe el calor; el combustible gastado puede ser contenido en estas albercas por períodos que pueden comprender varios meses a varios años; allí, las condiciones de contención, extracción de calor y vigilancia radiológica son tales que ni hay riesgos significativos para el personal que ahí opera, ni hay riesgos para el entorno ambiental ^(52, 24, 25, 43).

Cuando pasan los primeros 10 años de almacenamiento, la potencia de los ensambles baja a 0.14 Kw, al cabo de 10 años esta se reduce a solo 0.018 kw; una vez transcurrido el período inicial de almacenamiento se puede adoptar una de las siguientes propuestas técnicas:

7.9.1 Disposición del combustible gastado.

Podemos considerar el combustible irradiado como un residuo radiactivo de alto nivel y, después de acondicionarlo y encapsularlo herméticamente en contenedores de acero

inoxidable, se le confina por tiempo indefinido en formaciones geológicas profundas y estables fuera de todo contacto con la superficie terrestre.

En la actualidad no existen instalaciones para la disposición en operación (que no son iguales a las instalaciones de almacenamiento) en las cuales el combustible gastado (no destinado a reproceso) y el residuo (del reproceso) sean localizado. Aunque se han direccionado técnicas relacionadas a la disposición, por el momento no existe una considerable presión para establecer tales instalaciones ya que el volumen total de tales residuos todavía se considera pequeño.

Un cierto número de países está llevando a cabo estudios para determinar una aproximación óptima la disposición del residuo y el combustible gastado de la irradiación y del reproceso. La mayoría comúnmente favoreció los repositorios geológicos a profundidad como método favorable ^(52, 24, 25, 43).

Tabla 7-3.

Directrices sobre el manejo de desechos para combustibles gastados de reactores nucleares.

País	Políticas.	Instalaciones y progreso, de cara a los repositorios finales.
Bélgica	Reprocesamiento	Su laboratorio de repositorios bajo tierra estableció la construcción de un repositorio a empezar en el año 2030.
Canadá	Disposición directa.	Su laboratorio de repositorios bajo tierra estableció un repositorio planeado para usarse en el año 2025.
Finlandia	Disposición directa	Almacenamiento de combustible gastado en operación, 5 sitios localizados para repositorios a profundidad, uno a ser seleccionado en el año 2010 para utilizarlo en el año 2020.
Francia	Reprocesamiento	Dos instalaciones para almacenar desechos de vida corta. Estudios de selección de sitio para un depósito a profundidad a comisionarse en el año 2020.
Alemania	Reprocesamiento (bajo revisión)	Sitios para desechos de bajo nivel en uso desde 1975; repositorio de alto nivel, a ser operacional después del año 2010.
India	Reprocesamiento	Investigando sitios para repositorios profundos.
Japón	Reprocesamiento	Repositorio para desechos de bajo nivel en operación; instalación de almacenamiento de desechos en construcción; han empezado investigaciones para un sitio repositorio final.

Holanda	Reprocesamiento	Repositorio de desechos de bajo nivel en central en operación; instalación de almacenamiento de desecho de alto nivel bajo construcción.
Rusia	Reprocesamiento	Sitios para disposición final bajo investigación.
Corea del Sur	No decidido	Sitios para desechos de niveles bajo e intermedio en investigación.
España	Disposición directa	Repositorios de desechos de niveles de bajo e intermedio operación. Programa de selección de sitios de repositorios finales. La decisión fue tomada en el año 2000, y la comisión será en el año 2020.
Suecia	Disposición directa	Instalación para el almacenamiento de combustible gastado en central en operación desde 1985; repositorio final para desechos de niveles bajo e intermedio en operación. Laboratorio subterráneo de investigaciones para desechos de alto nivel. Selección de sitio para repositorio, a empezar su disposición en el año 2008.
Suiza	Reprocesamiento	Almacenamiento interino central para todos los desechos bajo construcción. Laboratorio subterráneo de investigaciones para repositorio de desechos de alto nivel, con un repositorio profundo final a ser terminado en el año 2020.
Reino Unido	Reprocesamiento	Repositorio para desechos de alto nivel en operación desde 1959. Desechos de alto nivel comúnmente vitrificados y almacenados. Nuevo repositorio subterráneo planeado.
Estados Unidos	Disposición directa	Tres sitios para desechos de bajo nivel en operación. Investigaciones sobre un repositorio final Nacional en las montañas Yuca, cuya posible apertura sea en el año 2010.

(52)

7.9.2 Almacenamiento del combustible irradiado.

7.9.2.1 Niveles de desechos.

Los desechos del ciclo del combustible nuclear son categorizados como de alto, medio y bajo nivel radioactivo por la cantidad de radiación que ellos emiten. Estos desechos provienen de un número de fuentes, y se definen de la siguiente manera:

7.9.2.1.1 Residuos de bajo nivel (Low Level Wastes).

Se generan en hospitales y en la industria, así también como en el ciclo del combustible nuclear. Comprenden papel, trapo, herramientas, ropa, filtros, etc. , los cuales contienen pequeñas cantidades de radiactividad, en su mayoría de vida corta. No requieren de resguardo durante su manejo y transporte, y son aptos para ser enterrados a flor de tierra.

Para reducir su volumen, estos desechos frecuentemente se compactan ó se incineran antes del confinamiento ó disposición ^(52, 24, 25).

7.9.2.1.2 Residuos de nivel medio (Intermediate Level Wastes).

Contienen cantidades más grandes de radiactividad y algunas veces requieren de resguardo ó protección. Comúnmente comprenden resinas, lodos químicos y recubiertas metálicas de combustible, así también como materiales contaminados del reactor. Pueden solidificarse en concreto ó betunes para su disposición.

Generalmente son desechos de vida corta (principalmente de los reactores), se entierran en repositorios superficiales, mientras que los desechos de larga vida (del reprocesamiento de combustible) serán dispuestos en lugares profundos ^(52, 24, 25).

7.9.2.1.3 Desechos de alto nivel (High Level Wastes).

Se originan e incrementan con el uso del combustible uranio en un reactor nuclear; contienen a los productos de fisión y elementos transuránicos generados en el núcleo del reactor.

Son altamente radiactivos y caloríficos; pueden ser considerados como las “cenizas” de la “combustión” del uranio. Los desechos de alto nivel aportan más del 95% de la radiactividad total producida en el proceso de generación de energía eléctrica en una planta nucleoelectrica ^(52, 24, 25, 44).

7.9.2.2 Almacenamiento de desechos de alto nivel.

A los desechos de niveles bajos y medio se les puede almacenar hasta que su radiactividad tenga niveles permisibles no sin antes darles el adecuado tratamiento.

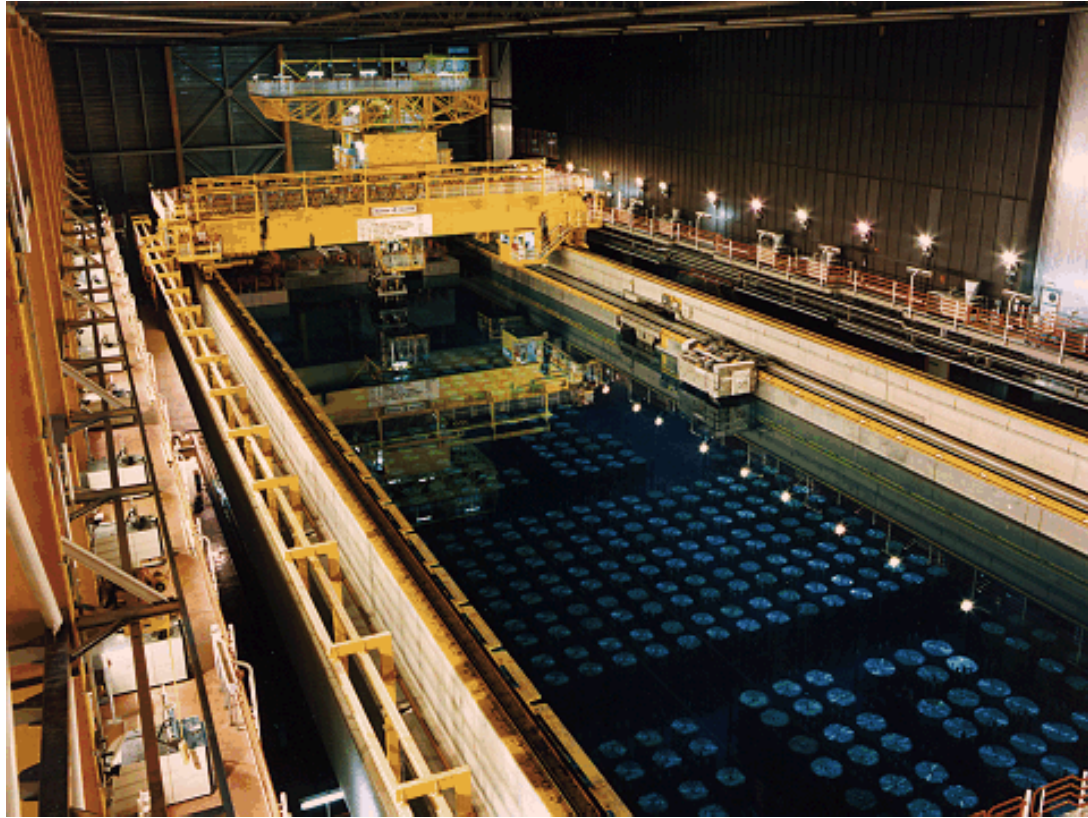


Fig. 7-3. Almacenamiento de desechos radiactivos de alta actividad ò nivel en albercas de agua deuterada.

A los desechos de alto nivel (casi por lo general de combustible irradiado) se les puede almacenar por períodos de tiempo prolongado, de 30 a 50 años, ya sea en albercas con agua deuterada ó en almacenes de la central nucleoeleéctrica ó fuera de ella, en un almacén regional a donde se enviaría todo el combustible gastado de varias nucleoeleéctricas, mediante contenedores especialmente diseñados para ello, los cuales se cargan y transportan en buques exclusivamente destinados para este fin ^(52, 24, 25, 44).

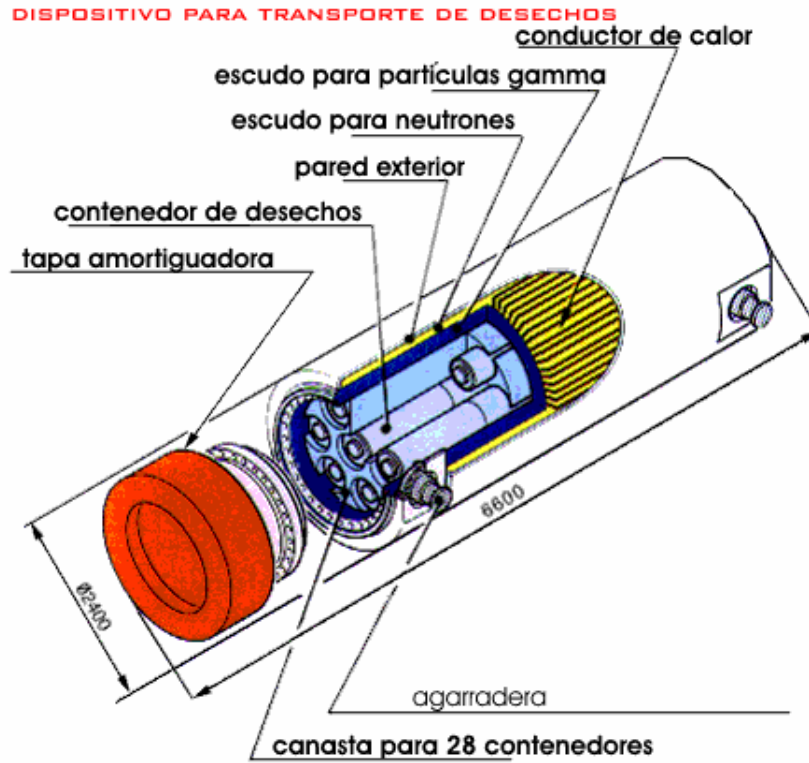


Fig. 7-4. Cápsula contenedora de desechos radiactivos de alto nivel ò actividad para su transporte en barcos.

Posteriormente se decidirá si se le trata como residuo radiactivo de alto nivel y se confina de manera definitiva, o se somete a reprocesamiento, tal y como se indica a continuación⁽⁴⁴⁾.

Buque transportador

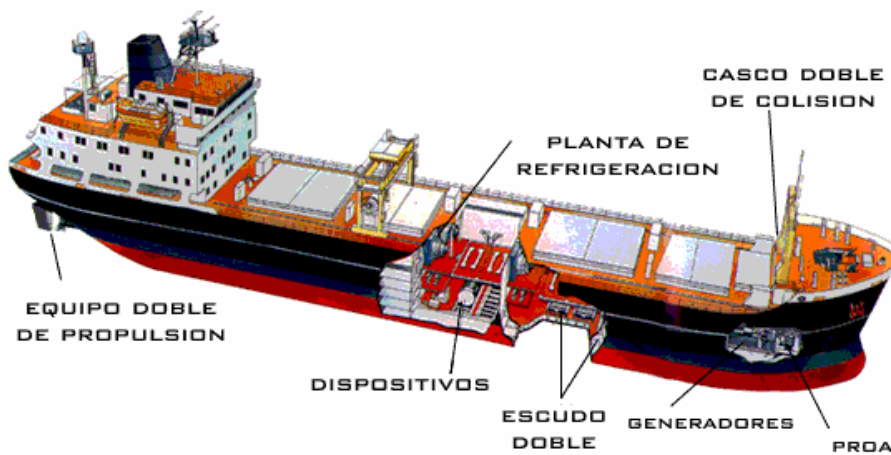


Fig. 7-5. Buque transportador de desechos radiactivos de alto nivel ò actividad.

7.9.3 Reprocesamiento.

El combustible irradiado contiene aproximadamente el 95% de ^{238}U , pero también contiene en promedio 1% de ^{235}U que no se fisiónó, aproximadamente el 1% en plutonio ^{239}Pu , y 3% en productos de fisión, los cuales son altamente radiactivos, con otros elementos transuránicos formados en el reactor. En la instalación de reprocesamiento de combustible, el mismo es separado en sus tres componentes: uranio, plutonio y desechos (conteniendo productos de fisión). El reprocesamiento favorece el reciclaje de uranio y plutonio en combustible fresco, y produce una cantidad considerablemente reducida de desechos, en comparación con la opinión de ver todo el combustible irradiado como desecho.

El uranio destinado a reprocesamiento (el cual contiene típicamente una concentración insignificamente más alta de ^{235}U que en la naturaleza), se puede reutilizar como combustible tras su conversión y enriquecimiento si es necesario.

El plutonio puede integrarse directamente formando combustible de óxidos mixtos, en el cual los óxidos de uranio y de plutonio se combinan (M_xO_y).

En los reactores llamados “de cría”, que usan el combustible “ M_xO_y ”, el “ ^{239}Pu ” sustituye al “ ^{235}U ” en el combustible normal de UO_2 ^(52, 24, 25, 44).

7.9.4 Vitrificación del combustible irradiado.

La técnica más común para el tratamiento de los residuos de alto nivel provenientes de la etapa del reprocesamiento, consiste en inmovilizar dichos residuos en una matriz tal como vidrios de borosilicato ó roca sintética (las pastillas del combustible UO_2 casi siempre son un cerámico muy estable), cuya tasa de lixiviación es despreciable; después los residuos se encapsulan dentro de contenedores de acero inoxidable, resistentes a la corrosión.

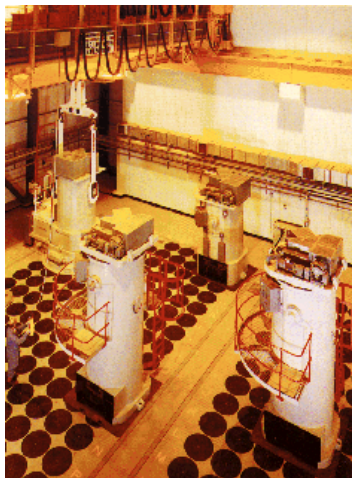


Fig. 7-6. Proceso de vitrificación de desechos radiactivos de alta, mediana y baja actividad a nivel.

Localizar estos contenedores a profundidad de tierra, en una estructura rocosa estable, y rodearlos con una barrera impermeable tal como arcillas de ebonita, si el sitio de confinamiento se encuentra mojado ^(52, 24, 25, 44).

CAPITULO 8.

SITUACION MUNDIAL DE LA NUCLEOELECTRICIDAD.

8.1 Organismos reguladores de la industria nucleoelectrica.

Son instituciones gubernamentales y no gubernamentales cuyas principales directrices son las siguientes:

- I) El establecimiento de normas que regulan el uso seguro y pacífico de la energía nuclear para beneficio de la humanidad.
- II) Vigilar y coordinar las distintas etapas que integran el ciclo de combustible nuclear, desde su obtención y explotación hasta su reproceso y / o confinamiento seguro.
- III) Desarrollar las capacidades científicas y tecnológicas aptas para la demanda de combustible y operación de reactores nucleares, así como el manejo de desechos radiactivos con el cero por ciento de riesgo para el personal de las centrales nucleoelectricas.
- IV) Contribuir con el desarrollo de las capacidades generadas a el uso pacífico de la energía atómica con fines comerciales y al desarrollo económico y social de las naciones involucradas ^(33, 40, 42).

8.1.1 "Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS)".

Este es el organismo nuclear regulatorio mexicano, dependiente de la Secretaria de Energía. Su función principal es dirigir las operaciones y modificaciones en la planta e instalaciones de la Central de Laguna Verde, basándose en un plan de garantía calidad de operación, con fines comerciales y pacíficos.

La CNSNS basa su creación en el artículo 27 Constitucional Mexicano, se funda el 26 de enero de 1979, y tiene contacto estrecho con diversas Secretarias de Estado como:

- 1.- Relaciones Exteriores.
- 2.- Defensa Nacional.
- 3.- Marina.
- 4.- Agricultura, Ganadería y Desarrollo Rural.
- 5.- Comunicaciones y Transportes.
- 6.- Medio Ambiente y Recursos Naturales.
- 7.- Desarrollo Social.

Se compromete con el uso pacífico de la energía nuclear evaluando reportes, licencias de seguridad radiológica y uso de material radiactivo, seguridad física y procesamiento de uranio ^(40, 42).

8.1.2 Comunidad Europea de Energía Atómica (EURATOM).

Fue creada el 25 de marzo de 1957 y sus objetivos son el favorecer las condiciones adecuadas para el desarrollo de una industria nuclear dentro de sus países alineados y el establecimiento de medidas adecuadas para la existencia de un mercado común entre ellos. Para el cumplimiento de estos objetivos realiza las siguientes funciones:

- 1.-Desarrollo de la investigación nuclear.
- 2.- Establecimiento de normas para protección radiológica.
- 3.- Establecimiento de empresas nucleares comunes en sus países integrantes.
- 4.- Buen manejo de combustible nucleares ^(40, 42).

8.1.3 “Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA - IAEA)”.

Fue fundada como un organismo autónomo de la ONU (Naciones Unidas) en 1957, es el principal foro gubernamental internacional para la cooperación científica y tecnológica en cuanto al aprovechamiento de la energía nuclear con fines meramente pacíficos. Agrupa a 131 países miembros y los servicios que ofrece se basan en:

- a) Transferencia de tecnología nuclear.
- b) Seguridad Nuclear.
- c) No proliferación de armas nucleares ^(0, 42).

8.1.4 Agencia de la Energía Nuclear (NEA).

Organismo fundado en 1958, cuyas directrices principales son:

- I) Asistir a sus Estados miembros mediante la cooperación Internacional, en el desarrollo de las bases científico-tecnológicas y legales necesarias para el uso seguro de la energía nuclear, respetando el medio ambiente y con fines comerciales y pacíficos.
- II) Realizar evaluaciones y propiciar una comprensión común en cuestiones clave como el soporte de las decisiones gubernamentales sobre políticas de energía atómica.
- III) Servir como elemento de ayuda para los análisis más amplios sobre política en áreas como la energía nuclear y el desarrollo económico sostenible de un país ^(40, 42).

8.1.5 Asociación Mundial de Operadores Nucleares (World Association of Nuclear Operators -WANO).

El motivo principal para establecer WANO vino del accidente ocurrido en la Planta Nuclear de Chernobyl (antes Unión Soviética, hoy Ucrania) en 1986.

WANO se estableció en Moscú, el 15 de Mayo de 1989 y engloba a más de 420 reactores en más de de 30 países; esta formado por operadores que se han determinado asegurar que un accidente como el de Chernobyl nunca más vuelva a ocurrir.

WANO facilita el intercambio de experiencia operacional, tal que sus miembros puedan trabajar juntos para alcanzar los niveles estandarizados más altos posibles de seguridad y factibilidad para la operación de sus plantas nucleares ^(33, 40, 42).

A través de este organismo (WANO) todos sus operadores nucleares agremiados pueden intercomunicarse e intercambiar información en una cultura de cooperación y apertura, la cual permite a cada operador beneficiarse y aprender de otras experiencias y prácticas con el objetivo principal de mejorar los niveles de seguridad y beneficio de sus clientes a través del mundo.

WANO se enfoca a quienes son principalmente responsables de la operación segura de una Central Nucleoeléctrica: la empresa que la opera.

WANO fue creada puramente para ayudar a sus miembros a lograr los niveles de práctica más altos de seguridad operacional, permitiéndoles acceder al amplio mundo de la comunidad de experiencia operacional.

Resumiendo, WANO posee 4 programas principales:

- 1.-Experiencia Operacional externa,
- 2.- Revisiones periódicas a instalaciones.
- 3.- Desarrollo Profesional y Técnico (mesas de trabajo y seminarios)
- 4.- Intercambios y soportes técnicos (comprende prácticas, indicadores de funcionamiento, intercambios de operadores, y misiones de soporte técnico).

La membresía de WANO está abierta a todas las compañías que operan energía nuclear para transformarla en electricidad y organizaciones que representan a operadores nucleares. Esta membresía es enteramente voluntaria ^(33, 40, 42).

8.1.6 Instituto de Operación de Plantas Nucleares. (Institute of Nuclear Power Operations-INPO).

Se creó en 1979. La misión de esta organización miembro de WANO es promover los más altos niveles de seguridad y confiabilidad en la operación de plantas nucleoelectricas.

Todas las organizaciones norteamericanas que operan centrales nucleoelectricas con fines comerciales son miembros de INPO. Las organizaciones de operación nuclear en otros países y firmas contratistas de ingeniería son participantes de INPO ^(33, 40, 42).

8.2 Organismos opositores a la energía nuclear.

Cada Estado ó Nación tiene sus organismos reguladores y sus organismos opositores, los cuales se amparan bajo la bandera de un partido político ó algún símbolo ecologista, pero el común denominador de todos estos organismos de operación se llama "Greenpeace" ^(45, 40, 42).

8.2.1 "Greenpeace".

Esta organización fue fundada por un grupo de pacifistas que junto con otras personas intentaron llegar con un barco a un lugar donde se realizaban ensayos nucleares.

El primer nombre con el que se bautizó a este grupo fue el “Comité No Hagan Olas” debido a las explosiones atómicas submarinas realizadas en 1969 por Estados Unidos en Amchitka, que es una isla situada en las proximidades de Alaska, pero al ver que este nombre no generaba muchos adeptos se intentó buscar un nombre que englobara las dos preocupaciones principales del grupo: paz y ecología ^(40, 42).

Así fue como se formó el nombre “GREENPEACE”. En 1979 se estableció Greenpeace Internacional para unir a los distintos grupos ecologistas que tenían las mismas directrices pero se encontraban en distintos países.

La función que cumple Greenpeace es la de preservar el medio ambiente, ayudando a ciudadanos y gobiernos a preservarlo y a combatir su degradación. Este organismo no gubernamental (ONG) ha realizado sus funciones desde la Antártica hasta el Ártico, pasando por el Atlántico, el Pacífico, las aguas del Amazonas, el mar Mediterráneo, el mar del Norte y el Golfo de México. Las metas que ha cumplido cronológicamente en materia nuclear son :

- a) En 1972 se pone fin a las pruebas nucleares en Amchitka, Alaska.
- b) En 1975 Francia termina con sus ensayos atmosféricos.
- c) En 1996 Francia pone fin a su programa de ensayos nucleares en el Pacífico Sur, después de efectuar 6 de las 5 pruebas previstas inicialmente.
- d) Boicot a la visita de México de Li Peng, Primer Ministro de China, país que todavía continúa con sus ensayos atómicos, en 1995.
- e) En 1996 da a conocer la exposición fotográfica “Los niños de Chernobyl” para así conmemorar el décimo aniversario del accidente de la Planta Nuclear de Ucrania.

Los militantes de este organismo sostienen que la energía nuclear es uno de los riesgos más grandes que el hombre ha creado, y no solo accidentes como el de Chernobyl (el accidente industrial más grave de toda la historia) lo demuestran. También existe el problema de los desechos radiactivos a los que, según Greenpeace, no se les encuentra solución, y a la estrecha vinculación de la tecnología nuclear con los arsenales atómicos.

Este panorama hace necesario una acción urgente para abandonar la llamada “era nuclear”, proponiendo el cambio energético por fuentes renovables y limpias.

Esta ONG no pertenece ni depende de ningún partido político, así como tampoco sostiene ninguna ideología política. Según sus agremiados, Greenpeace es absolutamente independiente y autónomo de cualquier influencia (financiera o de otro tipo) de cualquier gobierno. Greenpeace tiene sus cuarteles generales en Amsterdam, Holanda, y no posee facultades que le permitan sancionar, castigar y / o multar a aquellas empresas ó industrias que perjudiquen al medio ambiente a través de material y / o desechos nucleares y tóxicos, y sus “acciones directas” son el esquema que la identifica de otras organizaciones ambientalistas ^(45, 40, 42).

8.3 La alternativa de la energía nuclear.

El manejo de la energía nuclear con fines comerciales e industriales no es más complicado que otro tipo de industria energética. Puede decirse que basta estudiarlo con seriedad y profundidad, conociendo sus reglamentaciones, sus ventajas y sus limitaciones, para saber cómo y cuando aplicarlos.

Los movimientos ecologistas antinucleares (incluyendo al Greenpeace) han desempeñado bien su labor pero no estaría demás que quienes los dirigen estuviesen más al día con la tecnología que repudian ^(31, 49, 50).

La aplicación de la energía nuclear con fines industriales la hemos destruido nosotros mismos. No la hemos sabido explicar cayendo en el orgullo de que al ser una cuestión “difícil” para la comunidad, no valía la pena explicarla. He aquí razones para su aprovechamiento:

- I) El diseño y construcción de una planta nuclear es costoso, pero su operación y mantenimiento son muy baratos, y tanto la dirección de una Central como las decisiones tomadas sobre la misma son llevadas a cabo por personal altamente capacitado y calificado, y los fallos humanos y/o de equipo están plenamente contemplados en el diseño.
- II) La gran mayoría de la gente cree que una planta nuclear en cualquier momento va a explotar como si fuese una bomba atómica, y eso no es cierto.

En primer lugar, para que esto ocurra como ya se había dicho, se necesita un mecanismo de detonación lo suficientemente poderoso para generar la explosión.

En segundo lugar, en una bomba atómica la reacción se va realimentando en progresión geométrica, de modo que al calor generado se libera constantemente al medio ambiente. En una Central Nuclear la reacción se mantiene a un ritmo constante al medio ambiente.

En una Central Nuclear la reacción se mantiene a un ritmo constante, de modo que el número de fisiones de átomos de uranio es siempre el mismo y además el calor generado se emplea en un medio (turbina) que lo absorbe, para realizar un trabajo mecánico, haciendo girar finalmente a un dínamo ó generador eléctrico ^(31, 49, 50).

- III) Hay que pensar que la energía liberada por una determinada cantidad de uranio (que puede ser de un solo átomo), al fisionarse, es 10 millones de veces superior a la energía liberada por la combustión de la misma cantidad de carbón.

Así mismo, el uranio y otros elementos aptos para la fisión se hallan en la naturaleza en relativa abundancia.

- IV) El uso de la energía nuclear está regulado y controlado por leyes internacionales y estatutos gubernamentales. Cada país posee su propio organismo regulador que normaliza el uso de las instalaciones nucleares y/o radiactivas, desde los equipos instalados en los hospitales hasta las centrales nucleoelectricas ó depósitos de desechos radiactivos. Estos organismos tienen el poder de tomar decisiones ante los gobiernos a modo de expertos ^(31, 45, 40, 42, 50, 51).

8.4 Comparación de una Central Nucleoeléctrica con otras.

8.4.1 Con una Central Mareomotriz.

Una central de este tipo requiere contener el agua de un depósito artificial durante la pleamar y soltarla durante la bajamar, y al igual que las hidroeléctricas, el agua pasa a través de unas turbinas para generar energía eléctrica.

Pero para llevar a cabo esta tarea la amplitud de la marea debe ser de 5 m como mínimo y hay pocos lugares en el mundo con estas condiciones, al mismo tiempo que se aniquilan la flora y la fauna marinas al accionar las propelas.

Por último, una Central Mareomotriz, para generar 1000 Megawatts de electricidad, necesita una infraestructura que abarque de 100 a 150 km².

Con todo, se ha cifrado el potencial aprovechable de esta fuente de energía en unos 15 000 Mw (cada central genera 220 Mw en 24 turbinas) ^(40, 42, 50, 51).

8.4.2 Con una Central Geotérmica.

Como sabemos, la Central Geotérmica aprovecha toda la energía acumulada en el reservorio geotérmico, en lugar del petróleo u otro combustible, para generar la electricidad.

Es difícil el aprovechamiento geotérmico, ocasionado por el flujo de calor, debido a la baja conductividad de los materiales del subsuelo por regiones a pesar de que existen puntos en el planeta donde existen anomalías geotérmicas, dando lugar a gradientes de temperatura de entre 100 °C y 200 °C por Km., estos puntos son aptos para el aprovechamiento de esta energía, pero son muy contados (hay que recordar que la Tierra aumenta su temperatura de 3°C por cada 100 m de profundidad).

En la actualidad existen operando diversas plantas geotérmicas, con una potencia total de unos 6 000 Mw, y aunque esta tecnología sea conocida desde tiempos remotos, su estudio e investigación se halla poco extendido ^(48, 40, 42, 50, 51).

8.4.3 Con una Central Eólica.

Las Centrales Eólicas son agrupaciones de aerogeneradores de mediana potencia (aproximadamente de 100 kw) conectados entre sí, y que vierten su energía conjuntamente a la red. Se están realizando experiencias con aerogeneradores en el rango de potencia de 1 Mw.

Las ventajas de la energía eólica es que es renovable, inagotable, limpia, es universal, y las instalaciones para su aprovechamiento no son tan caras en su construcción.

Los peros vienen en el área que abarca una Central Eólica (hasta 150 Km), en la velocidad de los vientos dominantes (mayor de la media de 6.5 m / seg todo el año), en que no debe haber árboles porque cortan el viento, y da lugar a un daño ecológico que “aparentemente” no ocasionan (la muerte de las aves que pasan por el área de los aerogeneradores) ^(40, 42, 50, 51).

8.4.4 Con una Central Solar.

Como ya sabemos, la energía solar presenta dos características que la distinguen de las fuentes energéticas convencionales:

- a) La dispersión. Su densidad apenas alcanza $1\text{km}/\text{m}^2$, lo que hace necesario construir grandes superficies de captación ó sistemas de concentración de rayos solares.
- b) Intermittencia (el día y la noche) lo que hace necesario el uso de sistemas de almacenamiento de la energía captada
- c) El alto grado de purzas necesario para la obtención de semiconductores tipo “n” y tipo “p” esenciales para la producción de corriente eléctrica, basándose en el “efecto fotoeléctrico”. El grado de pureza es el motivo principal de su elevado costo.

Entre los sectores de aplicación de la energía solar fotovoltaica están los lugares donde solo se prevé un pequeño consumo de electricidad y en sitios donde es necesaria una acumulación a base de baterías ^(40, 42, 50, 51).

8.4.5 Con una Central Hidroeléctrica.

La tecnología de las principales instalaciones hidroeléctricas se ha mantenido prácticamente igual durante el siglo pasado.

Las centrales más grandes dependen, por las condiciones climatológicas irregulares, de un gran embalse de agua contenido por una presa (represa).

Existen algunas centrales que se basan en la caída natural de agua, siempre y cuando el caudal sea uniforme y se llaman “centrales de paso”, obteniéndose una potencia menor a las de embalse.

Una caída de agua de 100 m (en promedio) con un caudal de diseño de $500\text{ m}^3 / \text{seg}$ generarán una potencia de 450 Mw, generando una energía media anual de 2 156 Gw-hora.

Para esto la represa deberá tener un volumen de agua de 175 millones de metros cúbicos, inundando una superficie promedio de 500 hectáreas.

Se afectan la flora y la fauna terrestre así algunas especies marinas. La represa altera gravemente el ecosistema fluvial; se destruyen habitats humanos, se modifica el caudal de los ríos y cambian características del agua tales como se temperatura y su grado de oxigenación. La construcción de la represa exige trasladar pueblos enteros y sepultar bajo las aguas tierras de cultivo, bosques y otras zonas silvestres ^(40, 42, 50, 51).

8.4.6 Con una Central Termoeléctrica.

En una central de este tipo, el vapor que accionará la turbina-generator se produce a partir de agua desmineralizada, la que se somete a calentamiento por la quema de gas, combustóleo y / o carbón. En la actualidad el sector eléctrico necesita utilizar combustóleo en aquellas centrales retiradas de los centros urbanos y gas en plantas cercanas a dichos centros. En esto último el problema de emisiones contaminantes a la atmósfera se reduce, pero no se erradica.

Dos de los contaminantes más peligrosos de la industria eléctrica, de generación basada en combustible fósiles son los óxidos de azufre y de nitrógeno (SO_x y NO_x). Sus presencias en la atmósfera en cualquier cantidad interactúan con agua reaccionando con la misma y precipitándose en forma de lluvia ácida (H₂SO₃, H₂SO₄, HNO₂ y HNO₃), lo cual desaparece la vegetación aledaña a las centrales eléctricas de combustible fósil.

Además, el peligro que arrojan las emisiones de óxidos de carbono (CO_x) y cenizas es bastante considerable, pues solamente a fines del siglo pasado se arrojaron al medio ambiente alrededor de 6 000 millones de toneladas de residuos de la combustión de carbón. Estudios realizados indican que la emisión anual a la atmósfera de 1000 millones de toneladas de CO₂ al cabo de 40 años incrementaría la temperatura global terrestre en 0.1 °C, (efecto invernadero).

Este mismo efecto (calentamiento global) lo provocaría una cantidad 14 veces menor de metano, y en el caso de los clorofluorocarbonos (CFC, que también son producto de combustión), una cantidad 3 200 veces menor. Esto sin detallar los efectos que pueden tener también la acumulación de (CO), y de partículas sólidas ^(48, 40, 42, 50, 51).

8.4.7 Con la energía de la biomasa.

La energía de la biomasa es aquella que se obtiene de la vegetación, cultivos acuáticos, residuos forestales y agrícolas, urbanos, desechos animales, etc.

Las fuentes de la biomasa se pueden clasificar como primarias (recursos forestales) y secundarias (las demás).

La biomasa se puede quemar para producir calor y de esta manera generar el vapor para la electricidad; también puede transformarse en combustible para su mejor transporte y almacenamiento.

Las características de gran parte de la biomasa hacen que la mayoría de los casos no sea adecuada para reemplazar a los combustibles convencionales, por lo que es necesaria una transformación previa de la biomasa en combustibles de mayor densidad energética y física.

Para finalizar, una Central de Biomasa podría llegar a ocupar un área de entre 4 000 y 6 000 km² para generar una potencia de 1000 Mwe en promedio ^(48, 40, 42, 50, 51).

Tabla 8-1.
Reservas comprobadas de carbón mundiales a fines del siglo XX.
(Hulla, antracita y lignito pardo) .

País.	Reservas recuperables en millones de toneladas.
Estados Unidos	240.651
Ex – URSS	241.0
China	114.5
Australia.	90.94
Alemania.	80.069
India.	62.548
Sudáfrica.	55.333
España.	5.400

Tabla 8-2.
Consumos y residuos de uranio, carbón y combustóleo, para una central tipo de 1000 MWe^(50, 51).

Combustible.	Carbón.	Combustóleo.	C. Nuclear.
Consumo medio por Kw / Hora.	380 gr	230 gr	4.12 mg
Consumo anual.	2.5 millones de toneladas.	1.52 millones de toneladas.	27.2 toneladas.
Transporte anual.	66 barcos de 35,000 toneladas ò 23,000 vagones de 100 toneladas.	5 petroleros de 300,000 toneladas más oleoductos.	3 ò 4 camiones.
CO2, millones de toneladas.	7.8	4.7	Cero.
SO2, toneladas.	39,800	91,000	Cero.
NO2, toneladas.	9,450	6,400	Cero.
Cenizas de filtros, toneladas.	6,000	1,650	Cero.
Escorias, toneladas.	69,000	Despreciables.	Cero.
Cenizas volantes, toneladas.	377,000	Cero.	Cero.
Radiación gases, Curies / año.	De 0.02 a 6	0.001	1.85
Radiación líquidos, Curies / año.	Cero.	Cero.	0.1
Desechos sólidos.	Despreciable.	Cero.	13.5 m3 (alta). 493 m3 (media-baja)

8.5 Estadísticas.

La contribución de la energía atómica para satisfacer la demanda creciente de energía eléctrica a nivel mundial, se ha incrementado significativamente, desde que se puso en marcha el reactor tipo APS-1 de la central soviética de Obninsk (1954).

A pesar que esta tecnología aún es joven, la generación de electricidad en una central nuclear tiene casi el mismo nivel de producción que la electricidad obtenida por las centrales hidroeléctricas a nivel mundial. (G-1).

En el año 2000 operan un total de 438 plantas nucleares alrededor del mundo, esto de acuerdo a los datos reportados por el Sistema de Información de Reactores de Potencia, dependiente del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Estas plantas poseen una capacidad total neta instalada de 351 GW(e). También durante el año 2000 , un total de 6 centrales nucleoelectricas, representando 3056 MW(e) de capacidad eléctrica neta, fueron conectadas a la red de distribución de electricidad (una en Brasil, una en la República Checa, 3 en la India y una en Pakistán).

Ahora bien, la construcción de 3 nuevos reactores nucleares iniciada en los albores del siglo XXI (uno en China y dos en Japón) aumento el número total de reactores nucleares bajo construcción, que es de 31 unidades.

La energía nuclear proporciona el 17 % de la electricidad mundial, concentrándose el 83% de esa tecnología en los países industrializados ^(19, 42, 51).

Tabla 8-3.
Situación de la Energía Nucleoeléctrica en el mundo.

País.	Reactores en funcionamiento.		Reactores en Construcción.	
	No. de unidades.	MWe totales netos.	No. de unidades en construcción.	MWe totales netos.
Alemania.	19	21122	-----	-----
Argentina.	2	935	1	692
Armenia.	1	376	-----	-----
Bélgica.	7	5712	-----	-----
Brasil.	2	1855	-----	-----
Bulgaria.	6	3538	-----	-----
Canadá.	14	9998	-----	-----
China.	3	2167	7	6420
Taiwán.	6	4884	2	2560
Rep., de Corea.	16	12990	4	3820
Eslovaquia.	6	2408	2	776
Eslovenia.	1	676	-----	-----
España.	9	7512	-----	-----
Estados Unidos.	104	97411	-----	-----
Finlandia.	4	2656	-----	-----
Francia.	59	63073	-----	-----
Hungría.	4	1755	-----	-----
India.	14	2503	-----	-----
Rep., de Irán.	-----	-----	2	2111
Japón.	53	43491	4	3190
Lituania.	2	2370	-----	-----
México.	2	1360	-----	-----
Países Bajos.	1	449	-----	-----
Pakistán.	2	425	-----	-----
Reino Unido.	35	12968	-----	-----
Rep. Checa.	5	2569	1	912
Rumania.	1	650	1	650
Rusia.	29	19843	3	2825
Sudáfrica.	2	1800	-----	-----
Suecia.	11	9432	-----	-----
Suiza.	5	3192	-----	-----
Ucrania.	3	11207	4	3800
Total Mundial.	438	351,327	31	27756

Tabla 8-4. Como podemos ver en la gráfica, los 31 países más nuclearizados del mundo son :

País. Porcentaje.

Francia	76.4
Lituania	73.7
Bélgica	56.8
Eslovaquia	53.4
Ucrania	47.3
Bulgaria	45
Hungría	42.2
Rep., de Corea	40.7
Suecia	39
Eslovenia	37.4
Suiza	35.5
Japón	33.8
Armenia	33
Finlandia	32.1
Alemania	30.6
España	27.6
Taiwán	23.64
Reino Unido	21.9
Estados Unidos	19.8
Rep. Checa	18.5
Rusia	14.9
Canadá	11.8
Rumania	10.9
Argentina	7.3
Sudáfrica	6.7
México	4.495
Países Bajos	4
India	3.1
Pakistán	1.7
Brasil	1.4
China	1.2

En total, 31 países confían en que las plantas de energía nuclear suministrarán al final, un cuarto (25%) de las necesidades de electricidad totales.

En Norte América, donde 118 reactores suministran casi el 20% de electricidad en los Estados Unidos y casi el 12% en Canadá, el número de reactores en operación ha declinado significativamente.

En Europa Occidental, con 150 reactores, la capacidad total tiende a permanecer en los niveles existentes durante los próximos años. En Europa Central y Oriental incluyendo los jóvenes Estados Independientes, con 68 reactores, están por ser completadas algunas unidades en su construcción, mientras que otras ya viejas están siendo reparadas. Solamente

en el Medio Oriente, y Asia Central y Sudoriental, con un actual de 94 calderas nucleares, existen planes para la expansión de la energía nuclear, particularmente en China, India, República de Corea y Japón.

En el año 2000, a todo lo ancho del mundo, la electricidad nuclear total generada se incrementó a 2 447.57 Terawatts-horas. La experiencia acumulativa a nivel mundial de los reactores nucleares civiles ascendió a fines del siglo 2000 a 9 800 años-reactor (19, 42, 51)

8.6 Nucleoelectricidad en México y su comparación con otras centrales generadoras.

A fines del año 2000 México cuenta con 217 unidades hidroeléctricas con una potencia total instalada de 9 620 Mw, que suministran al sector eléctrico nacional en **17.2%** aproximado de generación.

Como ejemplo de estos sistemas tenemos la Central Belisario Domínguez (La Angostura), con una capacidad total de 900 Mw; la Central Manuel Moreno Torres (Chicoasén), con una potencia de 1500 Mw, siendo esta la hidroeléctrica de mayor capacidad en México. A continuación se encuentra Malpaso, cuya presa Netzahualcoyotl, que es de usos múltiples cuenta con una capacidad útil de 9 317 millones de metros cúbicos y una potencia instalada de 1 080 Mw; y finalmente tenemos la Central Peñitas, cuya potencia instalada es de 420 Mw.

Por lo que respecta a las centrales termoeléctricas, a finales del siglo XX en México se tenían en operación 318 unidades con una capacidad total instalada de 24,372 Mw que suministran al Sector Eléctrico Nacional un **75.3%** de generación de electricidad.

Este gran grupo de centrales se divide en unidades de distintas capacidades, como por ejemplo de 37.5, 84, 160 y 350 Mw, de acuerdo al tipo de proceso y combustible utilizado en turbogas ciclo combinado, diesel ó carboeléctrica.

Ejemplos de este tipo de centrales son la planta Valle de México, Petacalco (Guerrero), Tuxpan (Veracruz), Tula (Hidalgo) y San Carlos, en Comondú (Baja California Sur). (G) (T).

Cabe hacer mención de que México es un País prácticamente monoenergético, ya que la oferta interna bruta de energía ha dependido en más del 85 % de estos recursos. Según reportes oficiales de fines del siglo XX , las reservas mexicanas probadas de hidrocarburos ascienden a 69,000 millones de crudo. La producción diaria es de aproximadamente 3 millones de barriles, de los cuales 1.4 millones se van a exportación y 1.6 millones se destinan a consumo interno. La producción diaria de gas natural es de aproximadamente 100 millones de metros cúbicos, equivalentes a 0.7 millones de barriles de crudo, todos ellos para consumo interno. A nuestra manera de ver las cosas, estas últimas cifras son muy engañosas, ya que por ejemplo, en los pozos petroleros marinos de Cd., del Carmen, en Campeche, el desperdicio de gas natural por quemadores es extraordinario, y según versiones de algunos empleados (cuyos nombres omiten por razones obvias) solo se aprovecha un máximo de 2 % del gas natural extraído por esa vía.

Por lo que respecta al carbón térmico, en realidad México tiene poco de este combustible que sirve para producir calor, pero este no es convertible en coque y se aprovecha para la producción de energía eléctrica. La reserva probada es de poco más de 75 millones de toneladas y la posible puede ascender hasta más de 650 millones de toneladas.

Pasando al terreno de las centrales geotérmicas, en nuestro país existen unidades generadoras de 5, 20, 37.5 y 110 Mw, integradas en plantas con potencias netas distintas.

A principios del siglo XXI, en México se tenían en operación 32 unidades geotérmicas con una potencia instalada 855 Mw, que suministra al Sector Eléctrico Nacional el **3%** de generación aproximadamente. El mayor desarrollo geotérmico de México se encuentra en el campo de Cerro Prieto, localizado a unos 30 Km al sur de México (Baja California Norte), con una capacidad total de 620 Mw distribuidos en 4 unidades de 110 Mw cada una, cuatro de 37.5 Mw cada uno, y uno de 30 Mw. La reserva probada de energía geotérmica en nuestro País es de 1.26 millones de kW y la probable es de 4.2 millones de kW, repartidos en poco más de 15 lugares.

Por lo que respecta a la energía eólica, México, a finales del año 2000, contaba con 8 unidades eoloeléctricas en operación, con una capacidad total instalada de 2.18 Mw que suministran al país el **0.005 %** aproximado de generación de electricidad, y el ejemplo de ello es la Central Eoloeléctrica de “La Venta” (Oaxaca) que cuenta con 7 generadores eólicos de 225 Km, generando un total de 1.575 Mw, y que funcionan con velocidades del viento superiores a los 4.5 m / seg.

Por último, en el área de la energía solar, México se encuentra dentro de las zonas de alta incidencia en radiación solar, por lo que aquí se ha dado una fuerte aplicación de las fotoceldas en programas de electrificación rural, y a la fecha se han instalado en promedio 7 Mw.

En conclusión, la industria nucleoelectrica en México compite con todas las anteriores en el suministro de electricidad, contribuyendo con las dos unidades BWR de la Central Laguna Verde con el **4.495 %** de la producción total para el sector eléctrico Nacional (40, 42, 58)

CAPITULO 9.

9.- ACONTECIMIENTOS QUE PROPICIARON LA INVESTIGACIÓN.

9.1 Generalidades.

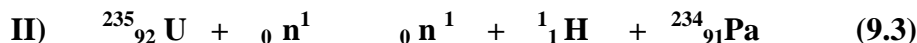
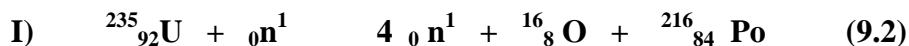
A lo largo de todos los ocho capítulos anteriores hemos tratado de hacer una breve pero descriptiva reseña de lo que es la energía nuclear, sus interacciones con otros tipos de energía, y la generación de electricidad a partir de la fisión de los núcleos atómicos llevada a cabo en reactores diseñados y construidos para el efecto (reactores nucleares).

En este capítulo entramos de lleno a la parte medular de este trabajo de tesis, relatando los acontecimientos internacionales que nos llevaron a realizar la investigación del método matemático para conjurar el peligro de una ruptura de tubería, ocasionada por acumulación de gases radiolíticos, y de esta manera poner nuestro granito de arena para seguridad en la operación de una central nucleoelectrónica que tiene reactores en ebullición (BWR), aunque también dicho método matemático puede resultar bastante útil en reactores de otro tipo (que utilicen el agua como moderador y / o refrigerante) como el reactor de agua a presión (PWR) ⁽⁷⁰⁾.

Ya es bien conocido por nosotros que los reactores de agua en ebullición (BWR) generan hidrógeno y oxígeno radiolíticos del agua que circula a través del núcleo del reactor y se convierte en vapor:



También muy pequeñas cantidades de hidrógeno y oxígeno son generadas por reacciones de fisión de los núcleos del isótopo $^{235}_{92}\text{U}$ dentro del reactor:



En la primera reacción de fisión un neutrón golpea a un núcleo del isótopo y lo parte, sacando 4 neutrones, el oxígeno radiolítico y el radioisótopo polonio $^{216}_{84}\text{Po}$ cuya vida media es de 0.15 segundos, decayendo a otros isótopos más estables.

En la segunda fisión se produce el mismo choque del neutrón con el $^{235}_{92}\text{U}$, expulsando otro neutrón, generando el hidrógeno radiolítico y creando también el isótopo praseodimio $^{234}_{91}\text{Pa}$, mismo que tiene una vida media de 6.66 horas ^(10, 21).

Ahora bien, los criterios de diseño interno de un reactor tipo BWR requieren el evitar la acumulación de los ya mencionados gases, mediante la instalación de accesorios y/o equipos para mitigar las consecuencias de una detonación ó ignición. Un ejemplo de esto lo podemos ver en el diseño y adaptación de cabezales de venteo, que conectan el domo del recipiente presurizado ó núcleo del reactor con las principales líneas de vapor.

Estos cabezales remueven a los gases no-condensables fuera del área del domo donde pueden colectarse ó se pueden direccionar a través de líneas de tubería a el condensador principal, del cual estos gases son posteriormente eliminados de las líneas de flujo del proceso vía “off-gas”, que es el sistema de tratamiento de gases del área de desechos radioactivos ⁽¹⁰⁾.

Los sistemas del “off-gas” están equipados con recombinadores catalíticos, y adicionalmente están diseñados para cualquier detonación de gases condensables dentro de sus sistemas de tuberías; esta detonación de gases radiolíticos en el “off-gas”, aunque es rara, suele ocurrir. (una cada 10 años) ⁽²³⁾.

9.2 Evento de detonación en el reactor de Hamaoka (Japón).

Este primer incidente por detonación radiolítica ocurrió a las 5:00 PM del 7 de noviembre del 2001, cuando se inició un tramo de tubería en el sistema de remoción de calor residual (RHRS) de la unidad I (BWR) de la Central Nucleoeléctrica de Hamaoka, en Shizuoka (Japón), desprendiéndose vapor radioactivo dentro del edificio del contenedor primario ^(63, 64, 65, 66).

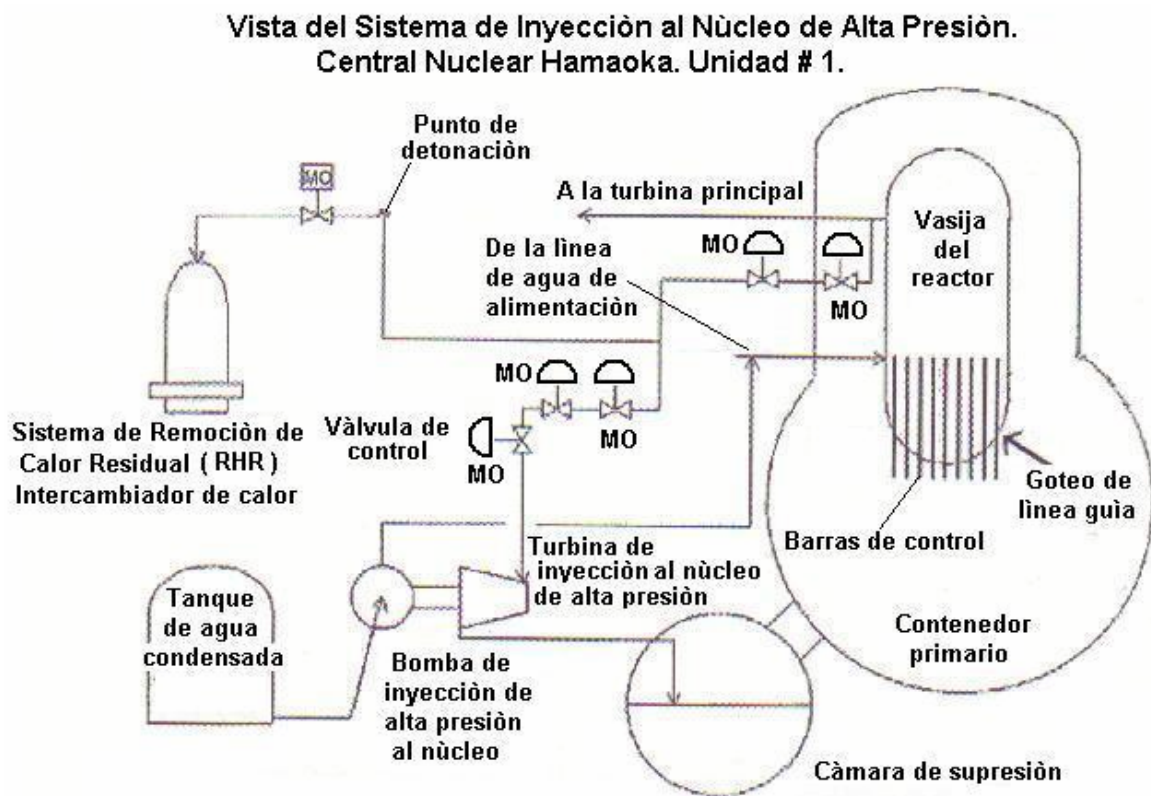


Fig. 9-1. Diagrama generalizado del sistema de inyección de refrigerante al núcleo del reactor de alta potencia, y la localización del lugar donde se llevó a cabo la detonación por acumulación de gases radiolíticos.

Cuando el sistema de inyección de alta presión del núcleo (HPCIS), que es parte del sistema de enfriamiento del emergencia del núcleo (ECCS) arrancó para una operación de

prueba, se rompió un tramo de tubería y se desprendió gas radiactivo. La unidad Hamaoka I estaba siendo operada con normalidad ^(63, 64, 65, 66).

La parte destruida fue un codo de la configuración en “L” de la tubería, la cual está fabricada de acero al carbón con un diámetro interior de 15 cm y 1.1 cm de grosor, y está conectada al tramo de tubería de vapor que maneja la bomba del sistema HPCI.

Se accionaron 10 alarmas de fuego y se fugó vapor radiactivo dentro del edificio de contención del reactor, a una tasa de 290 microsievets / hora. La cantidad total de vapor y radiactividad no fueron confirmadas.

Sin embargo, y como es usual, la Compañía Eléctrica Chubu (dueña de la planta) y la Agencia del Ministerio de Economía, Industria y Comercio (METI) para la Seguridad Industrial y Nuclear trataron de tapar el asunto argumentando que “no se había detectado una contaminación seria” y están tratando de convencer a la comunidad que “solo hubo un pequeño desprendimiento de radiactividad” ^(28, 63, 64, 65, 66).

Mecanismo de ruptura de la tubería.

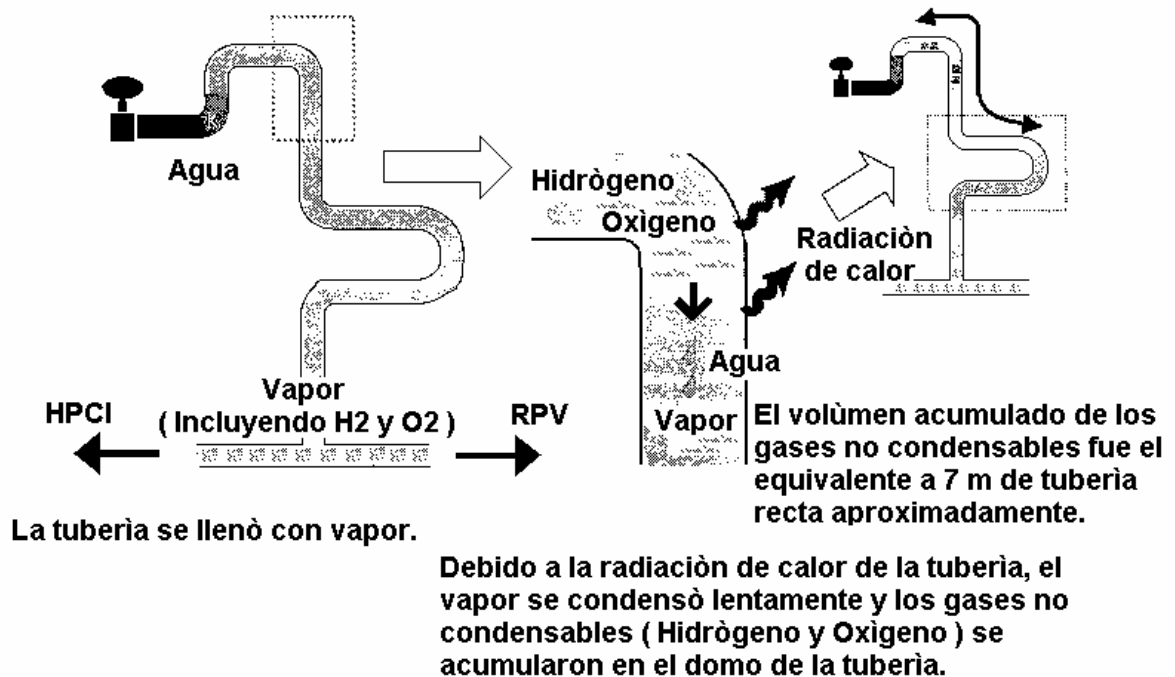
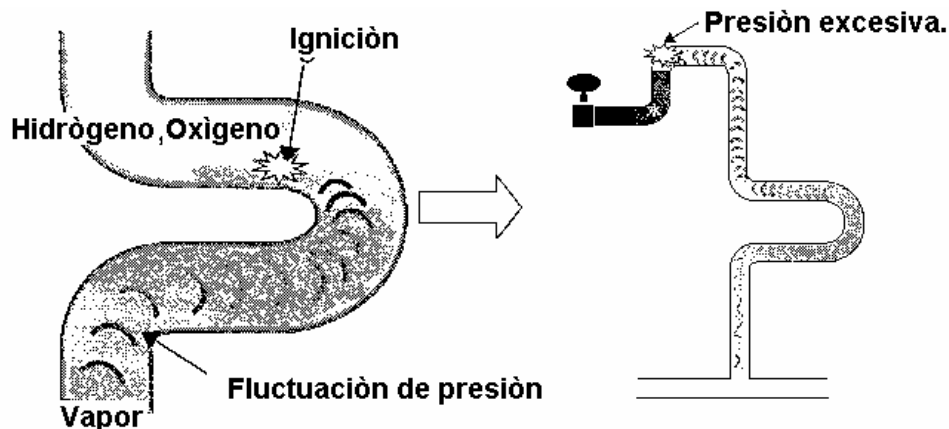


Fig. 9-2. Diagrama generalizado del mecanismo de ruptura de la tubería por detonación de gases radiolíticos en la planta nuclear de Hamaoka, Japón.



Debido a la fluctuación de presión ocasionada por una prueba de vigilancia del sistema HPCI, hubo un flujo de vapor de alta temperatura dentro de la capa de los gases no condensables (NCG), provocándoles la ignición.

Esto trajo como consecuencia la reacción de combustión del hidrógeno causando un rápido incremento en la presión y resultando finalmente en la ruptura de la tubería.

Fig. 9-3. Diagrama generalizado del mecanismo de ruptura de la tubería por detonación de gases radiolíticos en la planta nuclear de Hamaoka, Japón (Continuacion).

Aunque la válvula del sistema HPCI sobre el lado del reactor se accionó automáticamente tras detectar una presión anormal, y de esta manera el flujo de vapor del reactor fue cortado, no hubo evento de “SCRAM”, que es el paro por emergencia del reactor, y tomó 5 horas detener completamente el reactor.

El resultado fue que una de las partes más importantes del ECCS se convirtió en inoperable.

Por ejemplo, si hubo la necesidad de bombear agua dentro del reactor debido aun dren accidental de la misma del núcleo de la caldera nuclear, el sistema podría no haber sido usado. En términos de seguridad, el accidente fue extremadamente serio.

La ruptura separó en dos a la tubería. De acuerdo a la explicación dada ante la Comisión de Energía Atómica (AEC) por el jefe de Investigación de la Agencia METI para la Seguridad Industrial y Nuclear, Kenkishi Hirose, en su reunión de Noviembre, los empleados hallaron 4 piezas rotas en la vecindad de la tubería rota. También fue dañado el soporte metálico que estabiliza la posición de la tubería ^(63, 64, 65, 66).

Existió la posibilidad de que las piezas de tubería fragmentadas fuesen proyectadas como misiles y dañaran así otros equipos. Sin embargo, no se ha confirmado si hubo efectos corrosivos ó expansión de la tubería debida a una presión excepcionalmente alta.

En la junta celebrada el día 8 de Noviembre por la AEC se explicó la confirmación de que fluyó vapor a través de la tubería rota aún durante la operación normal del reactor.

También se enfatizó la posibilidad de que se hubiese colectado agua en la parte del codo, lo que hubiera ocasionado el fenómeno de “cuchillo de agua”, rompiendo así la tubería y liberando 2 toneladas de vapor aproximadamente ⁽²⁸⁾.

La Central de Hamaoka se sitúa dentro de la comunidad de Shizuoka, 290 Km al suroeste de Tokio, la capital de Japón. Posee una capacidad de generación de 31 770 Mwe, dando como resultado 123, 000 Gw-hora por año, atendiendo a 10, 023 709 clientes.

Tiene un personal de 18, 801 empleados, de los cuales 5,124 tienen contrato de planta, 756 son contratistas, y el resto son temporales. Consta de 4 reactores y uno más en construcción, como se ve en la tabla que mostramos a continuación:

La Agencia METI y la empresa Chubu, mediante una evaluación global de la situación, acordaron las siguientes medidas en común:

- 1.- La remoción de todo el combustible de la unidad I y el paro de la unidad II para pruebas.
- 2.- El desmantelamiento de las líneas de condensación de vapor ó la instalación de una válvula adicional a la entrada de la línea crítica. Optaron por esto último.

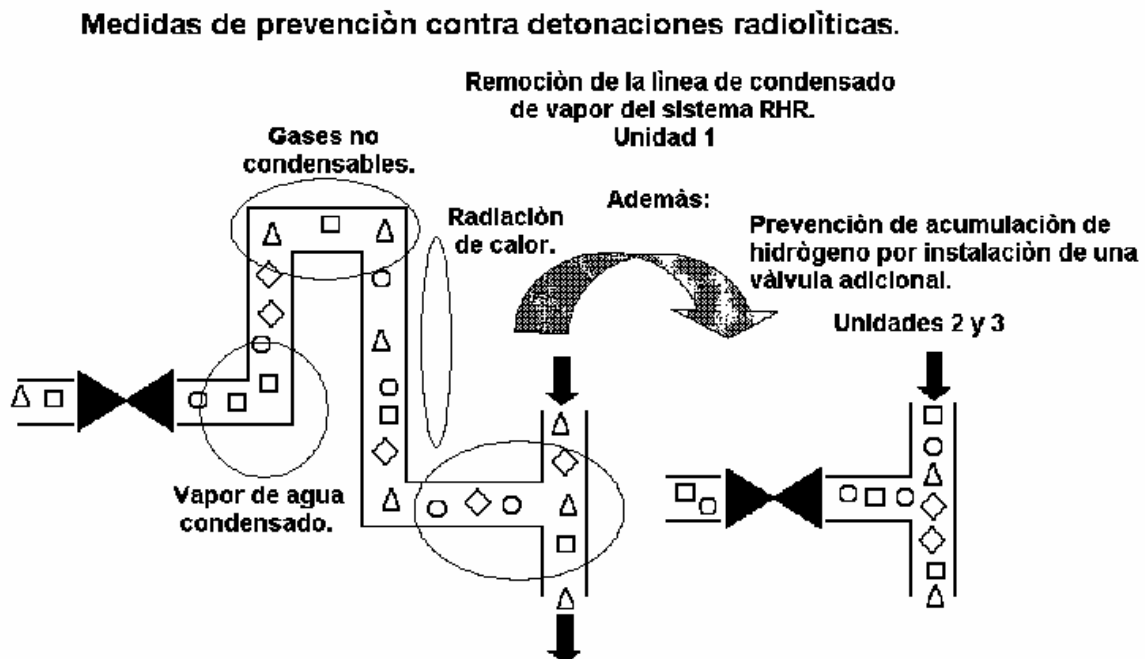


Fig. 9-4. Instalación de una válvula adicional como medida de prevención contra detonaciones por acumulación de gases radiolíticos.

- 3.- Identificación de las secciones de tubería con potencial de acumulación del hidrógeno de alta densidad.
- 4.- Como secuela de la medida número 3, incrementar la frecuencia para la purga ó remoción del gas no condensable acumulado.
- 5.- La instalación de una línea de venteo ó la modificación en el arreglo de la tubería en secciones y / o tramos con potencial para acumulación de hidrógeno de alta densidad (63, 64, 65, 66)

Medidas de prevención (en otros sistemas de tuberías) tomadas en la unidad # 4 de Hamaoka:

- a) Identificación de secciones con potencial para la acumulación de hidrógeno de alta densidad, en otros sistemas de tuberías.
- b) Tuberías con inclinación hacia arriba y terminación en puntos muertos, dan posibilidad de acumulación de gas.
- c) Tuberías más largas tienen una temperatura más baja debido a la pérdida de calor por radiación, dando lugar a mucha condensación de vapor.
- d) Modificación del arreglo de tuberías durante el siguiente período de recarga.

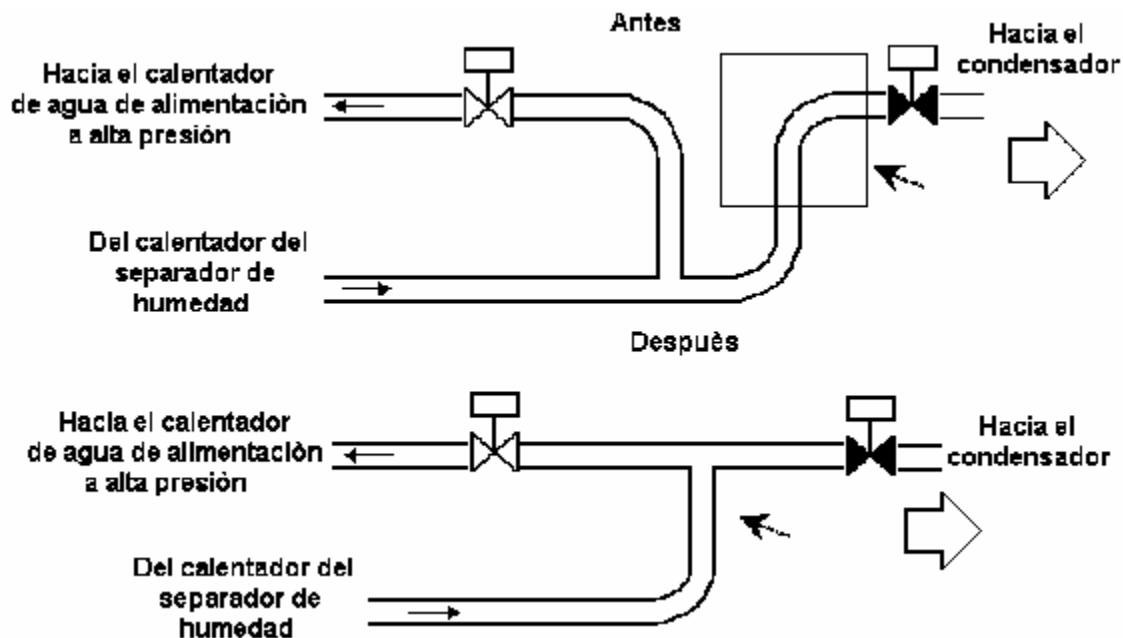


Fig. 9-5. Modificación en el arreglo de las tuberías de sistemas aledaños al núcleo del reactor, como medida de prevención contra detonaciones por acumulación de gases radiolíticos.

9.3 Evento de detonación en el reactor de Brunsbuettel.

Este reactor tiene ya en su historial varios problemas técnicos de seguridad. Esta unidad, que también es del tipo BWR alcanzó la criticidad en Junio del año de 1976, iniciando su operación comercial el mismo año, con una capacidad generada de 806 Mwe de energía eléctrica, y el 18 de Junio de 1978 (dos años después de su arranque) tuvo lugar un accidente de consideración; una tobera ciega del sistema de refrigeración central se rompió por

vibraciones, ocasionando la fuga de 97 toneladas de vapor radiactivo hacia la sala de turbinas, liberando finalmente 2 toneladas del mismo vapor al medio ambiente ⁽²⁸⁾.

Como consecuencia de dicho evento los tubos del sistema de refrigeración tuvieron que reemplazarse por otros de acero más fuerte, operación que duró 14 meses y tuvo un costo de 185 millones de dólares; el material de los tubos era acero autentico (aleación de hierro con cromo, níquel y titanio) de muy mala calidad, lo cual resultó en el hallazgo de varias fisuras en el año de 1992 durante una inspección de rutina, provocando el cierre del reactor. El hallazgo de estas fisuras (de varios centímetros de largo y con profundidad hasta de 80% del grosor de tuberías) hicieron cerrar la planta durante 3 años hasta su reconexión a la red de distribución en el año de 1995 ⁽²⁹⁾.

Pero el foco de nuestra atención, por ser origen del trabajo de tesis, es el evento acontecido el 14 de diciembre del 2001, cuando un tubo explotó dentro del contenedor primario del reactor, en el sistema de rociado del núcleo. Dicho sistema rocía agua fría dentro del núcleo del reactor para enfriarlo y eliminar de esta forma el calor excedente en el caso de un cierre; no se trata de un sistema de enfriamiento de emergencia, sino un dispositivo para reducir el tiempo de enfriamiento del núcleo en los paros acostumbrados para el mantenimiento. Este sistema de rociado está localizado dentro del contenedor primario, el cual es de acero y de forma circular con 27 de diámetro, dentro del cual se sitúa el núcleo del reactor. Este sistema de rocío está conectado al núcleo por medio de una válvula aislante, la cual se abre para así permitir la inyección del refrigerante durante los cierres ^(30, 32).

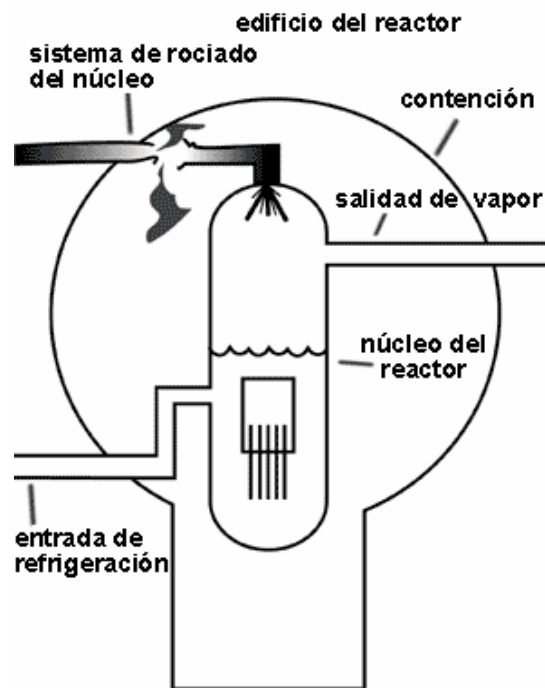


Fig. 9-6. Esquema de la localización de ruptura de la tubería por detonación de gases radiolíticos en la planta nuclear de Brunsbüttel, Alemania.

Ese día de diciembre la fuga se detectó en una alarma de la sala de control, pero los operadores de dicha sala no la consideraron de importancia para las partes de seguridad esencial del núcleo. Se interrumpió el suministro de agua y la fuga conjurada; los operadores pensaron que la fuga se debió a un reborde de la tubería, y no se contempló la inspección del sistema ya que el contenedor no puede abrirse cuando el reactor está operando al 100% de eficiencia ^(29, 30, 32).

Tres días más tarde la empresa la empresa Kernkraftwerk Brunsbüttel GMBH (KBG) informó de este evento a las autoridades del Ministerio de Energía y Finanzas del Estado Alemán de Schleswig-Holstein, donde se localiza la planta; sin embargo dichas autoridades no estaban satisfechas con el reporte del incidente, argumentando que dicho reporte elaborado en la sala de control, no describía completamente lo sucedido dentro del contenedor. Fue entonces que solicitó el cierre del reactor para su inspección pero la compañía se negó a pararlo. Tuvieron que pasar 2 meses de argumentos y pleito legal hasta que la compañía accedió a la entrada de las autoridades el 18 de febrero del 2002, reduciéndose la operación del reactor al 10% de potencia para llevar a cabo la diligencia ⁽²⁸⁾.

Cuando las autoridades inspeccionaron el sistema de rociado del núcleo, se puso en evidencia que un tramo de tubería de 10 cm de diámetro y entre 2 y 3 m de longitud estaba totalmente destruido, esparciéndose como misiles alrededor de 25 pedazos. Como consecuencia, se redujo la potencia a cero y se cerró la planta para posteriores inspecciones.

Cabe hacer notar que la parte de tubería que explotó estaba próxima a la pared del contenedor y no del núcleo, en donde las consecuencias podrían haber sido mucho más graves ^(29, 30, 32).

Si tal explosión hubiese ocurrido a 3 ó 4 metros del núcleo, entonces la válvula aislante de la tapa del núcleo del reactor hubiese explotado y el agua hubiese escapado de la caldera nuclear.

El Ministerio Federal para la Protección de la Naturaleza y el Medio Ambiente Alemán, notificado por las autoridades de Schleswig-Holstein permitirá la reapertura de la unidad solamente si se esclarece al 100% la causa que originó la explosión, se repara el daño y en consecuencia se toman medidas para que no se repita el evento.

Se rumora que la empresa alemana “KBG” siguió operando el reactor deliberadamente sin importarle lo que sucedió dentro del contenedor primario.

Quizás la explicación sea que los costos de parar el reactor y comprar electricidad en el mercado libre se consideran muy altos en Alemania. Se rumora que los directores de la planta KBG habían pedido el paro de la unidad una vez detectada la fuga, pero el propietario de KBG, la empresa Hamburgische Elektrizitätswerke (HEW), presuntamente ordenó que KBG siguiera funcionando, ya que comprar electricidad de reemplazo le hubiese costado a HEW unos 70 millones de dólares, mientras duraba el paro de la Central. Finalmente, el Ministerio Federal del Medio Ambiente ordenó a las autoridades de Seguridad de Reactores en Alemania efectuar controles en los demás BWR alemanes para así comprobar se existían situaciones similares ^(28, 29, 30, 32).

9.4 Causas que originaron las explosiones.

Mientras que la localización de las fugas en las tuberías son diferentes, y existen diferencias significativas de diseño entre las dos plantas, los operadores de ambas atribuyeron

tales detonaciones a las excesivas concentraciones de gases radiolíticos dentro de los sistemas afectados, conclusión que posteriormente fue corroborada por los organismos internacionales como WANO ⁽²⁸⁾.

Todas las observaciones coinciden con esta causa y el desprendimiento de energía se asocia con la detonación de una mezcla casi estequiométrica de hidrógeno y oxígeno (H_2 y O_2) dentro de los tramos de tubería afectados, ocasionando con ello la ruptura.

Se sabe que el vapor de un BWR contiene una mezcla estequiométrica de H_2 y O_2 radiolíticamente producidos por bombardeo neutrónico a las moléculas de agua. La condensación de este vapor dentro de ciertas configuraciones de tubería puede resultara largo plazo en la acumulación de gas radiolítico no condensable, y bajo ciertas condiciones de temperatura y presión, se pueden alcanzar eventualmente concentraciones de ignición ó detonación ^(29, 30, 32).

La detonación puede ocurrir cuando la concentración de hidrógeno excede el 15% ó el 17% en volumen y el vapor de agua se halla en promedio por debajo del 50 % en volumen.

El mecanismo primario para la acumulación de gas no condensable es la condensación del vapor en una región estancada ó estancada ó estacionaria, y para que una condensación continua de vapor ocurra, la región de acumulación debe contener un flujo de vapor de entrada así como algunos medios de remoción del condensado. Así, la primera necesaria para la formación de concentraciones de detonación de gases radiolíticos es que la sección de tubería debe estar hidráulicamente conectada al suministro de vapor principal, permitiéndole al vapor condensarse en un área estacionaria. Aunque eventualmente la concentración de hidrógeno es de aproximadamente 2 ppm (en masa) en el vapor de suministro, cuando el vapor se condensa en una sección estacionaria de tubería por un prolongado período de tiempo, la concentración residual del hidrógeno puede llegar a niveles significativos, y así el tiempo necesario para alcanzar el limite de detonación puede ser de meses ó años.

La segunda condición necesaria para una acumulación considerable de gas radiolítico es que el condensado de vapor pueda ser drenado del segmento de tubería.

Este condensado puede drenarse de dos distintas maneras:

- 1.- Directamente dentro del recipiente del reactor por configuraciones de tubería diseñadas estrictamente para este fin.
- 2.-Puede gotear a través de una válvula normalmente cerrada en un sumidero, alberca de supresión ó algún otro sistema de presión menor.

Recordemos que, si se les permite al hidrógeno y oxígeno radiolíticos el acumularse en las complejas configuraciones de tubería, la detonación no podrá impedirse.

De la literatura química, el mínimo de energía requerida para comenzar el proceso de detonación de la mezcla seca de H_2 y O_2 es muy pequeño, de aproximadamente 0.02 mili joules ó quizá menos, dependiendo de las condiciones de presión y temperatura de la mezcla, y mientras que todos los datos sobre ignición y / o detonación de la mezcla H_2/O_2 se encuentran a presiones de 1 atm. ó menos, existe una fuerte tendencia en el decaimiento de la energía de ignición con el incremento de la presión. No existe razón para esperar que esta tendencia cambiará a presiones más altas, y de esta manera las energías de ignición de 0.02 milijoules ó menos pueden esperarse a la presión de operación del reactor, en complicidad con la temperatura de salida del vapor. Por esta causa, es prácticamente imposible eliminar por

completo todos los mecanismos de detonación de regiones en la red de tuberías que pueden contener concentraciones detonables de hidrógeno y oxígeno. De esta manera, lo más recomendable es tratar de impedir la presencia de mezclas detonables, purgando líneas ó adaptando sistemas de verteos a las mismas.

La posibilidad de acumulación de estos productos radiolíticos no condensables no puede ser totalmente descartable, particularmente en los casos de falta de mantenimiento a los sistemas, los errores humanos, la negligencia del personal de planta y la degradación en el equipo (que es principalmente por corrosión) en su funcionamiento, que puede no ser inmediatamente reconocible. Si el gas radiolítico se acumula, existe un potencial para que este se convierta eventualmente en una mezcla de detonación, y un siniestro de 1000 psi (lb /in²) con seguridad destrozará la tubería contenedora ^(28, 29, 30, 32).

CAPÍTULO 10.

CÁLCULOS DE DETONACIÓN RADIOLÍTICA.

10.1.- Introducción.

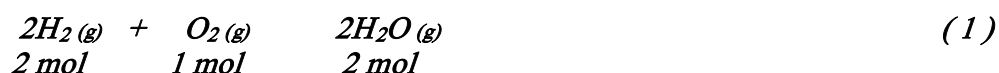
Hemos llegado aquí al corazón de esta tesis profesional; esto es, a los cálculos para estimar los tiempos de detonación por acumulación de gases radiolíticos en función del flujo difusional volumétrico del hidrógeno radiolítico, tomando en cuenta los principios básicos de la estequiometría, gases ideales y difusividad, además de establecer las suposiciones y datos del proceso que en su momento se irán explicando, conforme avanzamos en la secuencia de cálculos.

Cabe hacer notar que los resultados de este trabajo son el punto de vista particular que sobre el mismo tienen los autores de esta tesis, y que esto es apenas el principio de una secuela de investigaciones que tienen como objetivo primordial el conjurar eventos de esta naturaleza en una central nucleoelectrónica cuyas unidades generadoras sean reactores de fisión del tipo BWR⁽⁷⁰⁾.

10.2.- Secuencia de cálculo.

10.2.1.- Flujos y porcentajes.

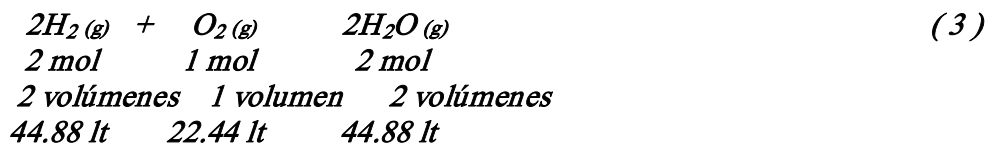
Comenzamos con la estequiometría en la reacción de síntesis del agua, a partir del hidrógeno y el oxígeno^(3, 4, 7, 9).



Con base en un minuto, tenemos como primer dato el flujo de la mezcla gaseosa de H₂ y O₂ en la corriente de salida del vapor principal⁽⁶⁹⁾.

$$\underline{V}_{H_2+O_2} = 0.06 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT} \text{ (pies cúbicos por minuto por megawatt térmico)} \quad (2)$$

Por la “Ley General del Estado Gaseoso”, en condiciones normales de temperatura presión (NTP), esto es, a 1 atmósfera de presión (1 atm) y 0 °C (273 °K), un gas ocupa un volumen de 22.44 litros (lt). Aplicamos esta primera suposición a la reacción I para así detallar la relación estequiométrica^(3, 4, 7, 9, 1, 6, 2).



Por tanto, podemos entonces considerar que el flujo combinado ($H_2 + O_2$) de gases radiolíticos a la salida del vapor principal será:

$$\underline{V}_{H_2+O_2} = 0.06 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT} \quad \begin{array}{l} 0.04 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT para } H_2(g) \quad (4 a) \\ 0.02 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT para } O_2(g) \quad (4 b) \end{array}$$

Se nos proporciona como segundo dato la potencia térmica del reactor, trabajando al 100 % de eficiencia, esto es:

$$(69) \quad P = 2027 \text{ MwT (Megawatts térmicos)} \quad (5)$$

Esta potencia se multiplica por el valor del flujo combinado radiolítico de salida, para darnos el flujo volumétrico en pies cúbicos por minuto (ft^3 / min), esto es:

$$\underline{V}_{H_2+O_2} = (0.06 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT}) (2027 \text{ MwT}) = 121.62 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (6)$$

Y por estequiometría tendremos:

$$\underline{V}_{H_2} = (0.04) (2027) = 81.08 \text{ ft}^3 / \text{min para } H_2 \quad (7)$$

$$\underline{V}_{O_2} = (0.02) (2027) = 40.54 \text{ ft}^3 / \text{mi. para } O_2 \quad (8)$$

Como tercer dato ⁽⁶⁹⁾, si consideramos que el porcentaje de hidrógeno es $\% H_2 = 2.956$ para una salida $2467 \text{ ft}^3 / \text{min}$. de vapor principal, y a una potencia de 1931 MwT, entonces siguiendo una relación lineal tendremos:

$$(2467 \text{ ft}^3 / \text{min}) (2027 \text{ MwT}) / 1931 \text{ MwT} = 2589.64 \text{ ft}^3 / \text{mi.} \quad (9)$$

$$(2.956 \% H_2) (2027 \text{ MwT}) / (1931 \text{ MwT}) = 3.1 \% H_2 \quad (10)$$

De esta manera calculamos el porcentaje de H_2 en la salida y a la potencia normal de trabajo. Procederemos a corroborar este porcentaje por la ruta del flujo de vapor principal, además del cálculo para el O_2 :

$$\% H_2 = (81.08 \text{ ft}^3 / \text{min}) (100) / (2589.64 \text{ ft}^3 / \text{min}) = 3.13 \% \quad 3.1 \% \text{ Vol } H_2 \quad (11)$$

$$\% O_2 = (40.54 \text{ ft}^3 / \text{min}) (100) / (2589.64 \text{ ft}^3 / \text{min.}) = 1.565 \% \text{ Vol } O_2 \quad (12)$$

Por lo tanto, la primera suposición (Ley General del Estado Gaseoso) si se aplica con éxito a la secuencia de cálculos ^(3,4,7,9,1,6,2).

Ahora bien, nuestra segunda suposición es considerar que en la salida del vapor principal hay aire, y para esto tendremos como cuarto dato un flujo de $30 \text{ ft}^3 / \text{min}$. de dicho componente gaseoso por cada $2467 \text{ ft}^3 / \text{min}$. de salida del vapor ⁽⁶⁹⁾; corrigiendo los valores para $2589.64 \text{ ft}^3 / \text{min}$ de flujo y porcentaje tendremos:

$$\text{Aire: } (30 \text{ ft}^3 / \text{min}) (2589.64 \text{ ft}^3 / \text{min}) / (2467 \text{ ft}^3 / \text{min}) = 31.5 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (13)$$

$$\% \text{ Aire} = (V_{\text{aire}} / V_{\text{mezcla}}) \times 100 = (31.5 / 2589.64) \times 100 = 1.216 \% \quad (14)$$

El aire es una mezcla gaseosa constituida principalmente por nitrógeno (N_2) en un 78 %, oxígeno (O_2) en un 21 %, y el resto por diversos gases, entre ellos H_2 y vapor de H_2O . Decimos esto porque las cantidades de H_2 , O_2 y vapor de H_2O que forman parte del aire no interfieren con las cantidades de salida del vapor principal, de tal manera que siempre se tomarán como integrantes de un solo componente que es el aire.

Aclarado esto, y retomando todos los porcentajes evaluados con anterioridad (H_2 , O_2 , y el aire), el cálculo del porcentaje del vapor de agua en la salida principal del proceso, solamente se reduce a una resta:

$$100 - (3.13 + 1.565 + 1.216) = 94.089 \% \text{ de vapor de } H_2O = 2436.566 \text{ ft}^3 / \text{min}. \quad (15 a)$$

y por lo tanto:

$$V_{\text{tot}} = 2589.639 \text{ ft}^3 / \text{min}. \quad (15 b)$$

10.2.2.- Cálculo de tuberías.

Se consideran longitudes equivalentes y volúmenes correspondientes a todas las líneas de drenaje y cabezales de purga, en la salida del vapor principal, como pertenecientes a un solo tramo recto y cilíndrico. Esta es nuestra tercera suposición ^(69, 70).

Se nos proporcionó como quinto dato el volumen de una línea de drenaje, y su longitud como tramo recto:

$$V_{\text{tub}} = 0.220358174 \text{ m}^3 (1 \text{ ft}^3 / (0.3048)^3 \text{ m}^3) = 7.8 \text{ ft}^3 \quad (16)$$

$$L_{\text{tub}} = 131.606 \text{ m} (1 \text{ ft} / 0.3048 \text{ m}) = 431.778 \text{ ft} \quad (17)$$

Utilizamos la ecuación de volumen de un cilindro para calcular el radio promedio de la tubería:

$$V_{\text{cil}} = r^2 L_{\text{tub}} \quad (18)$$

Donde, despejando “ r ”, se tendrá:

$$r = \sqrt{V_{\text{cil}} / (L_{\text{tub}})} = \sqrt{7.8 \text{ ft}^3 / (431.778 \text{ ft})} \quad (19 a)$$

$$r = 0.07583 \text{ ft} (12 \text{ pulg} / 1 \text{ ft}); r = 0.909 \text{ pulg}. \quad (19 b)$$

De manera que el diámetro promedio de las líneas, drenes y cabezales de ese sistema de purga será ^(69, 70).

$$D = 2r = 2 \times 0.909 \text{ pulg}. \quad (20 a)$$

O sea: $D = 1.82 \text{ pulg}. \quad (20 b)$

Para calcular la difusividad del hidrógeno (H₂) gaseoso radiolítico, se tuvo que determinar el área ó superficie total de todo este tramo recto, que es la suposición que se había hecho para todos los drenes y cabezales en la línea de purga de la salida del reactor:

$$r = 0.909 \text{ pulg} (2.54 \text{ cm} / 1 \text{ pulg}) = 2.308 \text{ cm} \quad (21 a)$$

$$L_{tub} = 131.606 \text{ m} (100 \text{ cm} / 1 \text{ m}) = 13160.6 \text{ cm} \quad (21 b)$$

$$A_{total} = A_{tapas} + A_{desenrrolle} \quad (21 c)$$

$$A_{total} = 2 (r^2) + 2 r L_{tub} \quad (21 d)$$

$$A_{total} = 33.47 \text{ cm}^2 + 1.908 \times 10^5 \text{ cm}^2 \quad (21 e)$$

$$A_{total} = 1.90883 \times 10^5 \text{ cm}^2 \quad (21 f)$$

Se evaluó el área total en centímetros cuadrados (cm²) por conveniencia para la difusividad del H₂ ^(69,70).

10.2.3.- Cálculo de la difusividad del hidrógeno radiolítico.

Se nos han proporcionado como sexto dato las condiciones de salida del vapor principal que son la presión y la temperatura, a las que se les aplican las correcciones correspondientes para que queden en unidades del Sistema Internacional (SI) ⁽⁶⁹⁾.

$$P = 1000 \text{ lb} / \text{pulg}^2 (1 \text{ atm} / 14.7 \text{ lb} / \text{pulg}^2) = 68.027 \text{ atm} \quad (22)$$

$$T = 500^\circ \text{F} = 260^\circ \text{C} = 533^\circ \text{K} \quad (23)$$

Tomaremos la teoría de la difusión molecular como nuestro respaldo principal de ahora en adelante. Nuestra cuarta suposición es evaluar el flujo difusional de un gas radiolítico sobre un medio gaseoso. Por conveniencia escogimos a el hidrógeno “H₂” como el sistema que se difunde, y al resto de la mezcla gaseosa como el medio de difusión. Parte fundamental en el cálculo del flujo difusional es la “difusividad” de un sistema “A” sobre otro sistema fijo que es el “B”, y para ello decidimos utilizar la ecuación que para tal propósito propusieron Fuller, Schettler y Giddins:

$$D_{AB} = (10^7) (T^{1.75}) \overline{M_A^{-1} + M_B^{-1}} / [P (V_A^{1/3} + V_B^{1/3})] \quad (24)$$

(68, 67, 5, 11)

Donde:

A: Sistema que se difunde, o sea, H₂(g)

B: Medio de difusión, que es la mezcla gaseosa restante.

T: Temperatura (533 °K).

M_A: Peso molecular del H₂(g), esto es, 2.016 g / mol.

M_B: Peso molecular de la mezcla gaseosa restante.

P: Presión de salida (68.927 atm).

V_A y V_B se definen como contribuciones adimensionales a volúmenes moleculares, tanto para el medio que se difunde como para el medio de difusión respectivamente, evaluadas por los mismos autores de la ecuación I. Estos valores son:

$$V_A = 7.07 \text{ (solo para el hidrógeno)} \quad (25)$$

$$V_B = 16.6 \text{ (para } O_2) + 20.1 \text{ (para aire)} + 12.7 \text{ (para } H_2\text{Ovap)} = 49.4 \text{ (total)} \quad (26)$$

10.2.3.1.- Cálculo del factor “Z”.

Tomando como base de tiempo “1 minuto”, y el primer dato, esto es, la composición de flujo de mezcla gaseosa ideal, tendremos la corrección de pies cúbicos a litros de los volúmenes de todos y cada uno de los gases componentes en la mezcla gaseosa de salida, esto con el fin de integrar estos valores al cálculo del número de moles “n” para cada integrante:

Para H_2 :

$$(1 \text{ min}) (0.04 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT}) (2027 \text{ MwT}) = 81.08 \text{ ft}^3 \quad (27 a)$$

$$81.08 \text{ ft}^3 [(0.3048)^3 \text{ m}^3 / 1 \text{ ft}^3] (1000 \text{ lt} / 1 \text{ m}^3) = 2295.93 \text{ lt} \quad (27 b)$$

Para O_2 :

$$(1 \text{ min}) (0.02 \text{ ft}^3 / \text{min} * \text{MwT}) (2027 \text{ MwT}) = 40.54 \text{ ft}^3 \quad (28 a)$$

$$40.54 \text{ ft}^3 [(0.3048)^3 \text{ m}^3 / 1 \text{ ft}^3] (1000 \text{ lt} / 1 \text{ m}^3) = 1147.965 \text{ lt} \quad (28 b)$$

Para aire:

$$31.5 \text{ ft}^3 / \text{min} (1 \text{ min}) [(0.3048)^3 \text{ m}^3 / 1 \text{ ft}^3] (1000 \text{ lt} / 1 \text{ m}^3) = 892 \text{ lt} \quad (29)$$

Para $H_2\text{Ovap}$:

$$1 \text{ min} (2436.566 \text{ ft}^3 / \text{min}) [(0.3048)^3 \text{ m}^3 / 1 \text{ ft}^3] (1000 \text{ lt} / 1 \text{ m}^3) = 68995.865 \text{ lt.} \quad (30)$$

Acto seguido, investigamos en la literatura adecuada las condiciones de temperatura y presión críticas (T_c y P_c respectivamente), para H_2 , O_2 , N_2 y vapor de H_2O , y con base en las condiciones de salida del vapor del reactor (68.027 atm y 533 °K), evaluamos las condiciones reducidas y, por ende, los factores de compresibilidad “Z” para cada gas involucrado. Así, utilizando las correcciones de Newton para las condiciones críticas, solo para el hidrógeno:

Valores ajustados:

- * $T_c = T_c + 8 \text{ }^\circ\text{K}$ (31)

- * $P_c = P_c + 8 \text{ atm}$ (32)

Las ecuaciones para evaluar las condiciones reducidas que son:

$$P / P_c = P_r \quad (33)$$

$$T / T_c = T_r \quad (34)$$

Y las curvas para la determinación del factor “Z” de los gases ideales, agrupamos todos estos resultados en una sola tabla, la cual se muestra a continuación:

Tabla 1 Determinación del factor de compresibilidad “Z”

Variable \ Componente	H ₂ (g)	O ₂ (g)	H ₂ Ovap	N ₂ (g)
Presión P / atm	68.027	68.027	68.027	68.027
Temperatura oK	533	533	533	533
Presión crítica / atm	20.8	49.7	49.7	33.5
Temp., crítica / oK	41.3	154.4	647.4	126.2
Presión reducida Pr	3.27	1.36	0.311	2.03
Temp., reducida Tr	12.9	3.45	0.823	4.22
Factor “Z”	1.03	1.02	0.75	1.04

Considerando que el aire es una mezcla gaseosa compuesta por nitrógeno (N₂) en un 79 %, y por oxígeno (O₂) en un 21 %, despreciamos el resto de la mezcla gaseosa, pues sus porcentajes en volumen son mínimos. De este modo evaluamos un factor “Z” promedio para el aire, en base a los factores de compresibilidad para el N₂, el O₂, y sus respectivos porcentajes en la mezcla:

$$Z_{aire} = (1.04)(0.79) + (1.02)(0.21) \quad (35 a)$$

$$Z_{aire} = 1.036 \text{ (adimensional)} \quad (35 b)$$

Echando mano de la ecuación universal para los gases ideales, con el factor “Z”, tendremos:

$$PV = ZNRT \quad II \quad (36)$$

Y dándole a “R” (constante universal de los gases) un valor estipulado en la literatura de 0.08205 lt*atm / mol* °K, evaluamos a “n” mediante un sencillo despeje, ya que este es el número de moles para todos y cada uno de los protagonistas de este cálculo de difusividad:

$$N_{H_2} = PV_{H_2} / (Z_{H_2}RT) = 68.027 \times 2295.93 / (1.03 \times 0.08205 \times 533) \quad (37 a)$$

$$N_{H_2} = 3467.344 \text{ moles de } H_2(g) \text{ en la mezcla gaseosa} \quad (37 b)$$

$$N_{O_2} = PV_{O_2} / Z_{O_2}RT = 68.027 \times 1147.965 / (1.02 \times 0.08205 \times 533) \quad (38 a)$$

$$N_{O_2} = 1750.668 \text{ moles de } O_2(g) \text{ en la mezcla gaseosa.} \quad (38 b)$$

$$N_{aire} = PV_{aire} / (Z_{aire}RT) = 68.027 \times 892 / (1.036 \times 0.08205 \times 533) \quad (39 a)$$

$$N_{aire} = 1339.308 \text{ moles de aire en la mezcla gaseosa} \quad (39 b)$$

$$N_{H_2O} = PV_{H_2O} / (Z_{H_2O}RT) = 68.027 \times 68995.865 / (0.75 \times 0.08205 \times 533) \quad (40 a)$$

$$N_{H_2O} = 143099.2392 \text{ moles de } H_2O \text{ vapor en la mezcla gaseosa.} \quad (40 b)$$

El número de moles de la mezcla gaseosa restante de salida “ n_{tot} ” es la suma de todos los anteriores menos el hidrógeno:

$$N_{tot} = N_{O_2} + N_{aire} + N_{H_2O} \quad (41 a)$$

$$N_{tot} = 1750.668 + 1339.308 + 143099.2392 = 146189.2152 \text{ moles totales de la} \quad (41 b)$$

mezcla gaseosa restante de salida.

Con este último valor calculamos la fracción mol de cada componente de la mezcla gaseosa de salida, con la relación matemática:

$$X_i = N_i / N_{tot}$$

donde i : O_2 , aire y H_2O vapor (42)

Arrojando los siguientes resultados:

$$X_{aire} = 9.161 \times 10^{-3} \quad (43 a)$$

$$X_{H_2O} = 0.9788 \quad (43 b)$$

$$X_{O_2} = 0.01197 \quad (43 c)$$

La comprobación es la siguiente:

$$X_i = 0.01197 + 9,161 \times 10^{-3} + 0.9788 = 0.999994174 \quad 1.0 \quad (44)$$

El cálculo del peso molecular promedio del resto de la mezcla gaseosa se da a continuación:

$$M_{mezcla} = M_{O_2}X_{O_2} + M_{aire}X_{aire} + M_{H_2O}X_{H_2O} \quad (45)$$

Donde:

$$M_{O_2} = 16 \text{ g/mol} \quad (46 a)$$

$$M_{\text{aire}} = 29 \text{ g/mol} \quad (46 b)$$

$$M_{H_2O} = 18 \text{ g/mol} \quad (46 c)$$

Y por lo tanto:

$$M_{\text{mezcla}} = (16)(0.01197) + (29)(9.161 \times 10^{-3}) + (18)(0.9788) \quad (47 a)$$

$$(1, 6, 2) \quad M_{\text{mezcla}} = 18.075 \text{ g/mol.} \quad (47 b)$$

Y una vez teniendo los valores de todos los protagonistas de la ecuación 24 de difusividad, procedemos a calcular la misma para el caso del hidrógeno que es el medio que se difunde:

$$D_{H_2/\text{mezcla}} = (10^7)(533^{1.75}) \frac{2.016^T + 18.075^T}{[68.027(7.07^{1/3} + 49.4^{1/3})]} \quad (48 a)$$

Por lo tanto:

$$D_{H_2/\text{mezcla}} = 4.3902 \times 10^3 / 2124.6 = 2.066 \times 10^6 \text{ m}^2 / \text{seg} \quad (48 b)$$

Y corrigiendo para el sistema inglés, la difusividad para el H₂ gaseoso, queda de la siguiente manera:

$$D_{H_2/\text{mezcla}} = 2.066 \times 10^6 \text{ m}^2 / \text{seg} [1 \text{ ft}^2 / (0.3048)^2 \text{ m}^2] = 2.223 \times 10^{-5} \text{ ft}^2 / \text{seg} \quad (49)$$

(68, 67)

10.2.4.- Cálculo del flujo difusional.

Utilizamos la expresión matemática de la “Ley de la difusión de Fick” para hallar el flujo difusional del H₂ gaseoso, que es la siguiente:

$$J^*_{A-Z} = D_{AB} (P_{A1} - P_{A2}) / [RT(Z_2 - Z_1)] \quad (50)$$

En donde:

A: Sistema que se difunde, o sea, H₂(g)

Z: Dirección unidimensional de la difusión.

J^{*}_{A-Z}: Flujo difusional del H₂(g), en lbmol / ft² * seg

D_{AB}: Difusividad del H₂(g) en la mezcla gaseosa restante, en ft² / seg

P_{A2}: Presión parcial inicial del H₂(g) que es “cero”

P_{A1}: Presión parcial final del H₂(g) en atmósferas

R: Constante universal de los gases

(5, 11, 67, 68)

La constante “R” se tiene que ajustar del Sistema Internacional (SI) al Sistema Inglés ⁽⁶⁹⁾.

$$R = 0.08205 \text{ lt} \cdot \text{atm} / \text{mol} \cdot ^\circ\text{K} (454 \text{ mol} / 1 \text{ lbmol}) (1 ^\circ\text{K} / 1.8 ^\circ\text{R}) \quad (51 a)$$

$$R = 20.6948 (14.7 \text{ psi} / 1 \text{ atm}) (1 \text{ m}^3 / 1000 \text{ lt}) [1 \text{ ft}^3 / (0.3048)^3 \text{ m}^3] \quad (51 b)$$

$$R = 10.743 \text{ ft}^3 \cdot \text{psi} / \text{lbmol} \cdot ^\circ\text{K} \quad (51 c)$$

Teniendo en cuenta que:

$$1 \text{ psi} = 1 \text{ lb} / \text{pulg}^2 \text{ (manométrica)} \quad (52 a)$$

$$T = 500 ^\circ\text{F} + 460 = 960 ^\circ\text{R} \quad (52 b)$$

$$Z_2 - Z_1 = Ltu b = 431.778 \text{ ft} \quad (52 c)$$

Para determinar la presión parcial final del H₂ echamos mano del número de moles del mismo:

$$N_{H_2} = PV_{H_2} / (Z_{H_2}RT) = 68.027 \times 2295.93 / (1.03 \times 0.08205 \times 533) \quad (53 a)$$

$$N_{H_2} = 3467.344 \text{ moles de } H_2(g) \text{ en la mezcla gaseosa.} \quad (53 b)$$

Este valor se suma a el número total de moles de la mezcla restante, para así sacar el número de moles de la mezcla en general:

$$N_{H_2} + N_{tot} = N^*_{tot} \quad (54 a)$$

$$N^*_{tot} = 3467.344 \text{ mol} + 146189.2152 \text{ mol} \quad (54 b)$$

$$N^*_{tot} = 149656.56 \text{ moles de mezcla gaseosa en general} \quad (54 c)$$

Luego calculamos la fracción mol para el H₂ gas:

$$X_{H_2} = N_{H_2} / N^*_{tot} = 3467.344 \text{ mol} / 149656.56 \text{ mol} = 0.0231 \quad (55)$$

Y finalmente calculamos la presión parcial para el sistema que se difunde:

$$P_{tot} = 1000 \text{ lb} / \text{pulg}^2 \text{ (psi)} \quad (56 a)$$

$$P_{H_2} / P_{tot} = X_{H_2} \quad (56 b)$$

$$P_{H_2} = P_{tot} X_{H_2} \quad (56 c)$$

$$P_{H_2} = (1000 \text{ lb} / \text{pulg}^2) (0.0231) \quad (56 d)$$

$$P_{H_2} = 23.1 \text{ lb} / \text{pulg}^2 \quad (56 e)$$

(1, 6, 2)

Sustituimos todos y cada uno de estos valores en la ecuación 50 para así poder determinar el flujo difusional del H₂ gas en cuestión:

$$J^*_{H_2-Z} = (2.223 \times 10^5 \times 23.1) / [(10.743)(500 + 460)(431.778)] \quad (57 a)$$

$$J^*_{H_2-Z} = 1.153 \times 10^{10} \text{ lbmol} / \text{ft}^2 \cdot \text{seg} \quad (57 b)$$

(5, 11, 67, 68)

Multiplicando este valor del flujo difusional por la base de tiempo (1 minuto) y por el área total del sector de tubería en pies cuadrados, tendremos las libras-mol (lb-mol) del sistema H₂ gas:

$$A_{tot} = A_{tapas} + A_{desenrolle} = 1.90883 \times 10^5 \text{ cm}^2 \quad (58 a)$$

$$A_{tot} = 1.90883 \times 10^5 \text{ cm}^2 (1 \text{ m}^2 / 10000 \text{ cm}^2) [1 \text{ ft}^2 / (0.3048)^2 \text{ m}^2] \quad (58 b)$$

$$A_{tot} = 205.464 \text{ ft}^2 \quad (58 c)$$

(70)

$$J^*_{H_2-Z} = (1.153 \times 10^{10} \text{ lbmol} / \text{ft}^2 \cdot \text{seg}) (205.464 \text{ ft}^2) (60 \text{ seg} / \text{min}) \quad (59 a)$$

$$J^*_{H_2-Z} = 1.421 \times 10^6 \text{ lbmol} / \text{min} \quad (59 b)$$

(5, 11, 67, 68)

Estas libras mol al cabo de un minuto ocuparán, a una presión de 1000 psi (lb / pulg²), y una temperatura de 960 °R (533 °K), un volumen de:

$$V_{H_2} = Z_{H_2} N_{H_2} R T / P \quad (60 a)$$

$$V_{H_2} = (1.03 \times 1.421 \times 10^6 \times 10.743 \times 960) / 1000 \quad (60 b)$$

$$V_{H_2} = 1.509 \times 10^5 \text{ ft}^3, \text{ esto por cada minuto} \quad (60 c)$$

(1, 6, 2)

Con la determinación de este flujo volumétrico podremos concluir por el momento que, con base en 1 minuto, el gas H₂ a 1000 psi y a 500 °F, y con un flujo difusional molar por unidad de área de 1.153 x 10⁻¹⁰ lb-mol / ft² * seg, ocupará un volumen por difusión ó flujo difusional volumétrico equivalente a 1.509 x 10⁻⁵ ft³, esto en un volumen total de 7.8 ft³, que es el volumen del sistema de purga escogido para esta investigación.

El volumen restante estará formado por la mezcla gaseosa que es el medio de difusión para el H₂ radiolítico, y la determinación de cada volumen parcial (O₂, aire y H₂O vapor), conforme transcurre el tiempo, se hará tomando en cuenta las relaciones proporcionales entre volúmenes del H₂ gas y los componentes restantes del medio de difusión. Recordando que al principio teníamos de la corriente principal ⁽⁷⁰⁾.

$$V_{H_2} = 81.08 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (7)$$

$$V_{O_2} = 40.54 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (8)$$

$$\underline{V_{aire}} = 31.5 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (13)$$

Las proporciones de volumen son como sigue:

$$V_{H_2} / V_{O_2} = 81.08 / 40.54 = 2 \quad (61 a)$$

$$V_{H_2} = 2V_{O_2} \quad (61 b)$$

$$V_{aire} / V_{H_2} = 31.5 / 81.08 = 0.39 \quad 0.4 \quad (62 a)$$

$$V_{aire} = 0.4 V_{H_2} \quad (62 b)$$

$$V_{tot} = 2589.639 \text{ ft}^3 / \text{min} \quad (63 a)$$

$$V_{H_2Ovap} = V_{tot} - (V_{H_2} + V_{O_2} + V_{aire}) \quad (63 b)$$

Aquí, nuestra quinta y última suposición es establecer que, conforme transcurre el tiempo en el sistema de purga, el H₂ junto con el O₂ y el aire, aumenta su volumen parcial en la mezcla y, por ende, su porcentaje en volumen. A su vez, el vapor de agua va reduciendo su volumen parcial, y así su porcentaje; no hay que olvidar que este es el componente principal del medio por el que se difunde el H₂ ⁽⁷⁰⁾.

Con base a la información proporcionada por la empresa “General Electric”, la mezcla potencial de gases radiolíticos para detonación se dará cuando el hidrógeno gaseoso alcance el 15 % en volumen de toda la mezcla, esto en un determinado sistema de remoción de calor y/o purga de vapor. Esta mezcla potencial también se tendrá cuando el vapor de H₂O se reduzca a un 50 % en volumen de la mezcla total ò menos, este es nuestro séptimo dato y el último también.

A continuación elaboraremos una tabla que en las columnas contenga los parámetros más importantes como son tiempo (en minutos / horas), flujo volumétrico de H₂ (V_{H₂} , en ft³) % en volumen del H₂ gas, volumen del vapor de agua (V_{H₂O} , en ft³), y % en volumen del vapor de H₂O. A varios valores del flujo difusional del H₂ gaseoso, teniendo como herramienta fundamental la ecuación universal de los gases, determinaremos los flujos difusionales volumétricos en función del tiempo; tomando aleatoriamente valores de tiempo, y contando con las proporcionalidades en volumen arriba estipuladas, se pueden determinar los volúmenes de oxígeno, aire, y con la última resta se evalúa el volumen del vapor de agua restante, y como consecuencia su porcentaje.

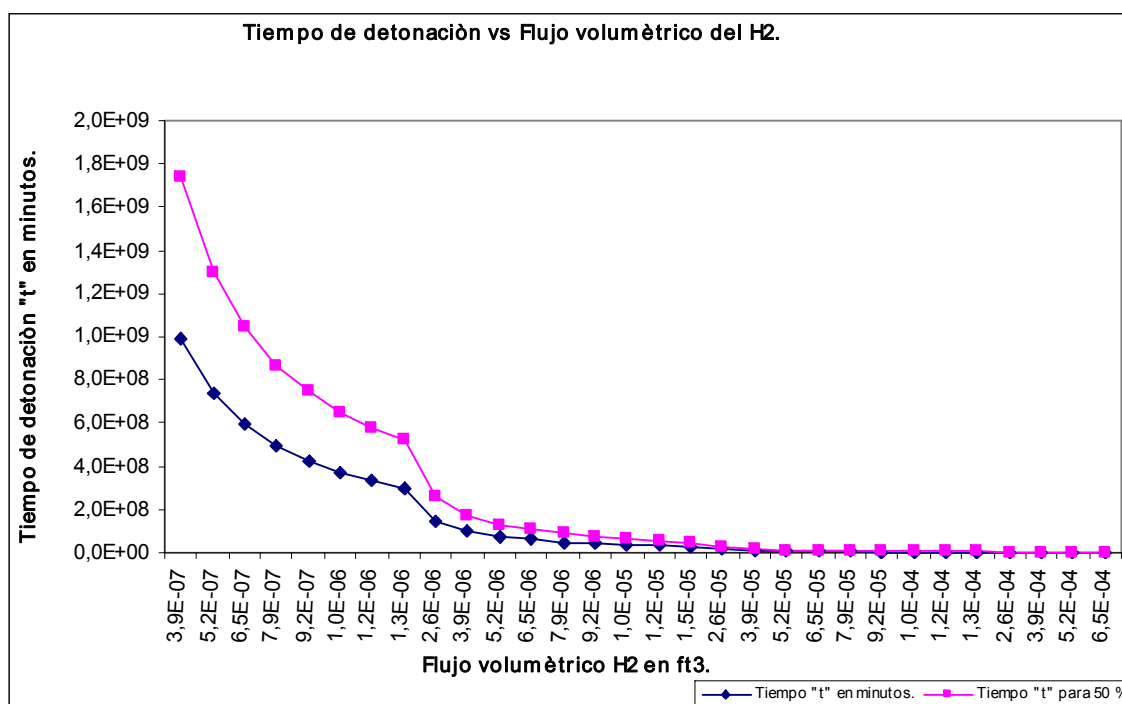
Se generará una tabla en donde se exhibirán los resultados por el cálculo de las mismas variables a valores distintos y aleatorios del flujo difusional J*_{H₂-Z} (se realizaron 30 tabuladores).

El tabulador final deberá llevar los valores de V_{H₂} en ft³, tiempo “t” en minutos para cuando el H₂ alcanza un 15 % en volumen, y tiempo “t” en minutos para cuando el volumen del vapor de H₂O se reduce a un 50 %. Finalmente se esbozarán los gráficos ⁽⁷⁰⁾.

- a) $t/\text{minutos para } 15\% \text{ vol H}_2 \text{ vs } V_{\text{H}_2}$, en ft^3 .
- b) $t/\text{minutos para } 50\% \text{ vol H}_2\text{O vs } V_{\text{H}_2}$, en ft^3 .
- c) $\text{Log } t \text{ para } 15\% \text{ vol H}_2 \text{ vs } \text{Log } V_{\text{H}_2}$.
- d) $\text{Log } t \text{ para } 50\% \text{ vol H}_2\text{O vs } \text{Log } V_{\text{H}_2}$.
- e) $\text{Ln } t \text{ para } 15\% \text{ vol H}_2 \text{ vs } \text{Ln } V_{\text{H}_2}$.
- f) $\text{Ln } t \text{ para } 50\% \text{ vol H}_2\text{O vs } \text{Ln } V_{\text{H}_2}$.

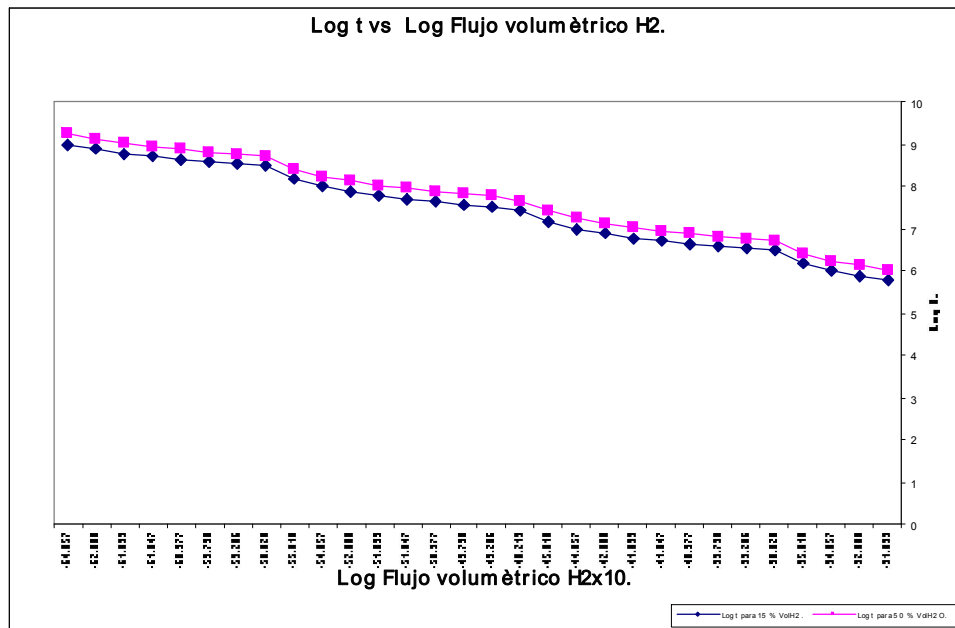
Se realizaron los ajustes de curvas por el método de mínimos cuadrados (regresiones lineales) de los cuatro últimos tabuladores, dando en todos y cada uno de ellos una correlación “ $r = -0.9999$ ”, llevándonos a la exitosa conclusión de que los logaritmos del tiempo, tanto decimales como naturales son funciones lineales de sus correspondientes logaritmos decimales y naturales de volumen del hidrógeno radiolítico (se trata de comportamientos bilogármticos). Los gráficos resultantes se presentan a continuación.

En primer lugar tenemos el gráfico del tiempo de detonación radiolítica en función del flujo volumétrico difusional del hidrógeno. Nótese el comportamiento asintótico por ambos ejes, pero más pronunciadamente sobre las abscisas:



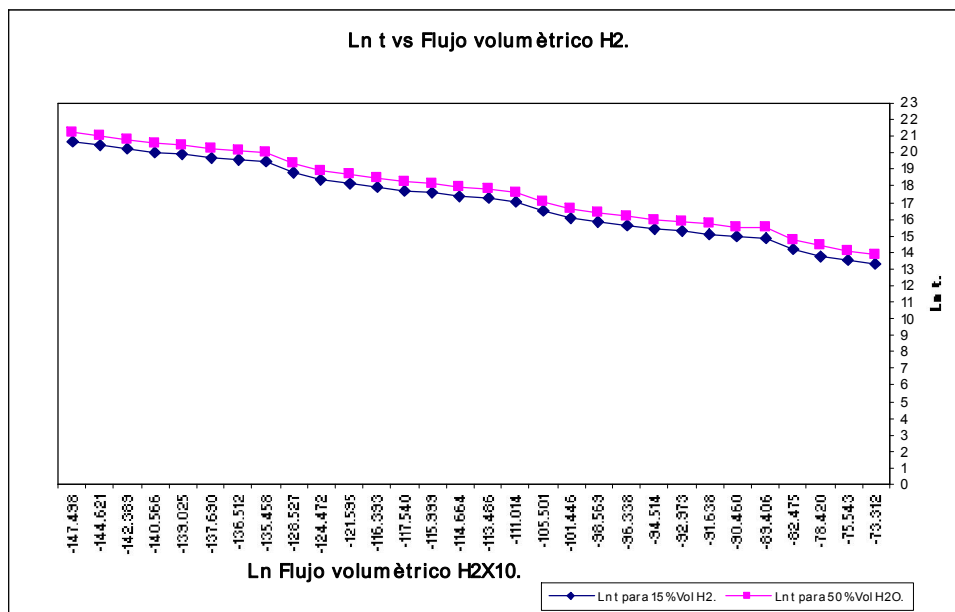
A continuación tenemos el gráfico del logaritmo decimal del tiempo de detonación radiolítica en función del logaritmo decimal del flujo difusional volumétrico del hidrógeno (70).

Se detecta rápidamente el comportamiento bilogársmico de la curva:



Por último vemos aquí el gráfico del logaritmo natural del tiempo de detonación radiolítica en función del logaritmo natural del flujo difusional volumétrico del hidrógeno⁽⁷⁰⁾.

Se detecta nuevamente el comportamiento bilogársmico de la curva:



En base a las regresiones lineales, determinamos las ecuaciones de los logaritmos de tiempo en función de los logaritmos de volumen del hidrógeno radiolítico quedando de la siguiente manera:

$$1.- \text{Log } t \text{ 15\%} = 2.58931 - \text{Log } V_{\text{H}_2} \quad (64)$$

$$2.- \text{Log } t \text{ 50\%} = 2.83243 - \text{Log } V_{\text{H}_2} \quad (65)$$

$$3.- \text{Ln } t \text{ 15\%} = 5.96221 - \text{Ln } V_{\text{H}_2} \quad (66)$$

$$4.- \text{Ln } t \text{ 50\%} = 6.52433 - \text{Ln } V_{\text{H}_2} \quad (67)$$

Finalmente se concluye que, por medio de los cuatro últimos gráficos, se podrá determinar, con base al aumento de volumen de H₂ radiolítico, cada cuándo se sugiere que se abran los sistemas de purga de vapor o de remoción de calor, y de esta manera conjurar el posible estancamiento de una mezcla potencial de reacción de gases no condensables radiolíticos, evitando así la detonación violenta con la subsecuente ruptura de líneas y fuga de material radiactivo⁽⁷⁰⁾.

CAPÍTULO 11.

11.- RECOMENDACIONES Y COMENTARIOS FINALES.

11.1 Conclusiones.

Habiendo establecido la secuencia de cálculo para determinar el tiempo estimado de detonación de una mezcla de hidrógeno y oxígeno radiolíticos, como función del flujo difusional volumétrico del hidrógeno en una tubería, podemos establecer tres breves pero concretas conclusiones al respecto:

1.- El tiempo de detonación de una mezcla de gases radiolíticos es inversamente proporcional al flujo volumétrico difusional del hidrógeno, manteniendo como constante las condiciones de operación a la salida del reactor (presión y temperatura) y las dimensiones del tramo de tubería donde existe el potencial para dicha detonación.

2.- El logaritmo “decimal” del tiempo estimado para la detonación de una mezcla de gases radiolíticos, evaluado tanto para el 15% en volumen de hidrógeno como para el 50% en volumen del vapor de agua, es una función lineal y exponencial decreciente del flujo difusional volumétrico del hidrógeno radiolítico, a las mismas condiciones de temperatura, presión y dimensiones de la tubería, donde existe el potencial para la detonación.

3.- El logaritmo “natural” del tiempo estimado para la detonación de una mezcla de gases radiolíticos, evaluado tanto para el 15% en volumen de hidrógeno como para el 50% en volumen del vapor de agua, es una función lineal y exponencial decreciente del flujo difusional volumétrico del hidrógeno radiolítico, a las mismas condiciones de temperatura, presión y dimensiones de la tubería, donde existe el potencial para dicha detonación.

(70)

11.2 Secuencia de cálculo abreviada.

A continuación presentamos una forma generalizada y breve de todos los pasos y cálculos que deben realizarse para llegar a obtener los gráficos y las ecuaciones que nos describen el comportamiento de las especies y los sistemas, así como sus tiempos pronosticados para purgar de no condensables a dichos sistemas.

- Obtener el dato del flujo volumétrico total de la mezcla de H_2 y O_2 de salida en unidades de ft^3 / min . MwT, esto es, obtener $\underline{V}_{H_2 + O_2}$, considerar por estequiometría de la reacción para formación del agua que $\underline{V}_{H_2} = (\underline{V}_{H_2 + O_2}) \times 2 / 3$, y $\underline{V}_{O_2} = (\underline{V}_{H_2 + O_2}) \times 1 / 3$.
- Obtener el dato de la potencia térmica del reactor (en MwT) trabajando al 100 % de eficiencia, y multiplicar dicho valor por \underline{V}_{H_2} , \underline{V}_{O_2} y $\underline{V}_{H_2 + O_2}$ respectivamente.
- Teniendo como dato que el % H_2 es de 2.956 para un flujo volumétrico de vapor de salida de $2467 ft^3 / \text{min}$, y una potencia térmica de 1931 MwT, ajustar el % H_2 para la potencia térmica y el flujo volumétrico de salida del vapor de un reactor en especial por medio de sencillas reglas de tres. Cabe hacer notar que los cálculos del tiempo de

detonación de gases radiolíticos pueden ser específicos para cada reactor, pues la potencia térmica y las condiciones de salida (presión y temperatura) pueden variar de uno a otro.

- d) Ajustar los porcentajes de H_2 y O_2 con base a los volúmenes en ft^3 / min que para cada uno se obtuvieron en el inciso “b”; se obtienen dichos porcentajes apoyándose en el nuevo flujo volumétrico de vapor obtenido en el inciso “c”.
- e) Si consideramos que el flujo de aire que obtuvimos como dato es de $30 ft^3 / min$ para un flujo volumétrico de vapor de proceso de $2467 ft^3 / min$, entonces hay que ajustar este flujo volumétrico de aire y su porcentaje al nuevo valor de flujo volumétrico de vapor de salida obtenido en el inciso “c”.
- f) Obtener el porcentaje de vapor de H_2O y su flujo volumétrico restándole a 100 % los porcentajes ajustados restantes de H_2 , O_2 y aire.
- g) Teniendo como datos la longitud de tramo recto y accesorios del sistema de tuberías en cuestión, además de su volumen promedio, se procede a evaluar diámetro y radio promedios de líneas, cabezales y drenes de dicho sistema.
- h) Con estos valores de diámetro y radio se procede a evaluar el área total de las tuberías del sistema en cuestión ($A_{total} = A_{tapas} + A_{desenrolle}$). Los valores obtenidos nos servirán posteriormente para los cálculos de flujo difusional del H_2 .
- i) Obtener datos de salida del vapor de proceso (temperatura y presión), mismos que se utilizarán en los cálculos de difusividad y flujo difusional del H_2 .
- j) Cálculo de pesos moleculares del H_2 , O_2 , aire y vapor de H_2O , mismos que nos servirán para el cálculo de la difusividad del H_2 en vapor de H_2O .
- k) Obtener de tablas específicas y de pesos moleculares los valores de las contribuciones adimensionales de volúmenes molares para H_2 y para la mezcla de salida restante (O_2 , aire y vapor de H_2O).
- l) Obtención de condiciones críticas (P_c y T_c) y cálculo de las condiciones reducidas (P_r y T_r) para cada componente de la mezcla de salida del reactor, a fin de evaluar gráficamente el factor de compresibilidad “Z”. Elaborar una tabla con condiciones críticas y reducidas y factores de compresibilidad para cada componente de la mezcla gaseosa en cuestión.
- m) Tomando los factores de compresibilidad “Z” para cada componente de la mezcla gaseosa de salida, se determinan los números de moles correspondientes a cada uno, H_2 , O_2 , aire y vapor de H_2O , utilizando la ecuación universal de los gases que es $PV = nRT$. Hecho esto, sumarlos y determinar así el número total de moles involucradas en ese momento en el proceso.
- n) Se calculan las fracciones mol de todos y cada uno de los componentes y se evalúa el peso molecular promedio de la mezcla gaseosa restante de salida.
- o) Una vez hecho este paso se procede a determinar la difusividad del H_2 en el vapor de H_2O de la mezcla gaseosa restante, empleando para ello la ecuación que para tal fin generaron Fuller, Schettler y Giddins.
- p) Ajustar el valor de la difusividad del hidrógeno radiolítico “ D_{H_2} ” de unidades del Sistema Internacional a unidades del Sistema Inglés, esto es, de m^2 / seg a ft^2 / seg .
- q) Previamente al cálculo de flujo difusional se determina el valor de la presión parcial del H_2 , $P_{H_2} = P_{tot} * X_{H_2}$. Se realiza entonces el cálculo del flujo difusional del H_2 , “ J_{H_2-Z} ”, evaluado en unidades de $lbmol / ft^2 seg$, a las condiciones de salida del vapor

de proceso, utilizando para ello la ecuación de la ley de Fick, donde se considera a $Z = Z_2 - Z_1$, como la longitud total promedio de la sección de tuberías en cuestión (longitud equivalente de tramo recto y accesorios).

- r) Con base en este flujo difusional para el H₂ radiolítico, el área total de las tuberías en cuestión, el tiempo en minutos, y el flujo volumétrico \underline{V}_{H_2} del principio de la secuencia y confirmado con la ecuación universal de los gases, obtenemos finalmente el flujo difusional volumétrico del H₂ radiolítico en ft³ / min, gas que tomamos como referencia como acumulado en cabezales y drenes de sistemas de purga aledaños al reactor.
- s) Tomando en cuenta los flujos volumétricos \underline{V}_{H_2} , \underline{V}_{O_2} , \underline{V}_{aire} y \underline{V}_{H_2O} , evaluamos sus razones adimensionales de sus flujos difusionales volumétricos.
- t) Con base a la información proporcionada por la empresa “General Electric”, la mezcla potencial de gases radiolíticos para detonación se dará cuando el hidrógeno gaseoso alcance el 15 % en volumen de toda la mezcla, esto en un determinado sistema de remoción de calor y/o purga de vapor. Esta mezcla potencial también se tendrá cuando el vapor de H₂O se reduzca a un 50 % en volumen de la mezcla total o menos. Elaboraremos una tabla que en las columnas contenga los parámetros tiempo, flujo difusional volumétrico de H₂ “ \underline{V}_{H_2} ”, en ft³ / min, % en volumen del H₂ gas, flujo difusional volumétrico del vapor de agua “ \underline{V}_{H_2O} ”, en ft³ / min, y % en volumen del vapor de H₂O. A varios valores del flujo difusional molar del H₂ gaseoso, y utilizando la ecuación universal de los gases, determinaremos los flujos difusionales volumétricos en función del tiempo; tomando aleatoriamente valores de tiempo, y contando con las proporcionalidades en volumen arriba estipuladas, se pueden determinar los volúmenes de oxígeno, aire, y con la última resta se evalúa el volumen del vapor de agua restante, y como consecuencia su porcentaje. Se genera una tabla en donde se postulan los resultados por el cálculo de las mismas variables a valores distintos y aleatorios del flujo difusional $J^*_{H_2-Z}$. El tabulador final deberá llevar los valores de \underline{V}_{H_2} en ft³, tiempo “t” en minutos para cuando el H₂ alcanza un 15 % en volumen, y tiempo “t” en minutos para cuando el volumen del vapor de H₂O se reduce a un 50 %. Finalmente se esbozarán los gráficos:

- t/minutos para 15 % vol H₂ vs \underline{V}_{H_2} , en ft³.
- t/minutos para 50 % vol H₂O vs \underline{V}_{H_2} , en ft³.
- Log t para 15 % vol H₂ vs Log \underline{V}_{H_2} .
- Log t para 50 % vol H₂O vs Log \underline{V}_{H_2} .
- Ln t para 15 % vol H₂ vs Ln \underline{V}_{H_2} .
- Ln t para 50 % vol H₂O vs Ln \underline{V}_{H_2} .

Se realizarán los ajustes de curvas por regresiones lineales de los cuatro últimos tabuladores, dando en todos y cada uno de ellos una correlación “ $r = -0.9999$ ”, llevándonos a la exitosa conclusión de que los logaritmos del tiempo, tanto decimales como naturales son funciones lineales de sus correspondientes logaritmos decimales y naturales de volumen del hidrógeno radiolítico ⁽⁷⁰⁾.

11.3 Recomendaciones.

Una vez analizados los eventos de detonación radiolítica en Japón y en Alemania, habiendo completado las evaluaciones del tiempo estimado para el siniestro en función del flujo difusional del hidrógeno generado en la vasija del reactor, y habiendo establecido las conclusiones al respecto, podemos dar una serie de recomendaciones encaminadas a que la probabilidad de que ocurran estos eventos similares en plantas nucleares sea pequeña, pero nunca descartar por completo ⁽⁷⁰⁾.

Las acciones recomendadas son las siguientes:

11.3.1 Criterios para configuración de tubería.

Primeramente el procedimiento recomendado para protección contra detonación radiolítica es determinar si una ó varias de las configuraciones de tuberías aledañas al reactor y relacionadas con el vapor de salida ó con los sistemas de refrigeración, pueden ser susceptibles para la acumulación de gases no condensables, y modificarlas.

Las configuraciones de tubería que puedan permitir dichas acumulaciones y por ende la probabilidad de estallamiento ó ignición, son las que reúnen los criterios que se mencionan a continuación:

- a) Líneas que están conectadas a otras líneas ó áreas llenas de vapor del sistema “NSSS” durante las condiciones de operación, que es cuando los gases radiolíticos pueden generarse.
- b) Líneas aisladas con fugas potenciales hacia sus válvulas y demás accesorios.
- c) Líneas donde ocurre una condensación continua de vapor, la cual puede drenarse, dejando atrás las acumulaciones de los no condensables en regiones de muy accidentada geometría especial.
- d) Líneas donde las regiones de acumulación de los no condensables son estacionarias durante las operaciones normales de la planta, y dichas regiones no son ni continua ni periódicamente venteadas y/ó purgadas ⁽⁷⁰⁾.

11.3.2 Cumplimiento de objetivos.

Este trabajo de tesis tuvo como objetivos primordiales:

- 1.- El conocimiento de las causas que provocan una detonación en las líneas adyacentes a un reactor nuclear (específicamente del tipo BWR) por acumulación de hidrógeno y oxígeno generados por radiólisis.
- 2.- Dar una breve sinopsis de los acontecimientos que propiciaron la investigación de las detonaciones y constatar el factor humano en dichos eventos.
- 3.- El establecimiento de modelos matemáticos y secuencia de cálculo que determinen analítica y gráficamente el tiempo estimado para las detonaciones radiolíticas, en base a la

concentración de los gases, todo esto sin la necesidad de existir un monitoreo continuo en dicha variable mediante instrumentos.

4.- La propuesta de medidas de prevención para grandes detonaciones radiolíticas, las cuales pueden acarrear consecuencias diversas que van desde la fuga de radiación hasta el cierre de la planta nucleoelectrónica ⁽⁷⁰⁾.

Además, esta obra tuvo como objetivos secundarios:

- I) Revisar la evolución y el aprovechamiento de las principales formas y fuentes de energía a lo largo de la historia, además de los principales procesos de generación de energía eléctrica en plantas destinadas a este fin.
- II) Definir lo que es radiactividad, tipos de radiación y efectos biológicos, así como su detección, medición y medidas de protección.
- III) Ver las principales aplicaciones de la radiactividad ó energía nuclear, profundizando en la generación de electricidad a partir de la fisión atómica.
- IV) Describir el ciclo del combustible que utiliza una planta nuclear generadora de energía eléctrica, además del tratamiento que se le da a los desechos radioactivos en cualquiera de sus tres estados de agregación de la materia.
- V) Describir brevemente la situación mundial de la nucleoelectricidad y sus parámetros fundamentales como son las estadísticas en producción y los organismos mundiales y nacionales regulatorios ⁽⁷⁰⁾.

11.4 La energía nuclear como alternativa.

El desarrollo de la energía eléctrica basada en combustibles tales como los hidrocarburos u otras fuentes como el Sol, el viento y el mar resultan un tanto inconvenientes por las limitaciones en la producción de combustibles fósiles en los países que lo poseen, y en su aprovechamiento para los países que los importan. Además nos enfrentamos a gravísimos problemas ecológicos como la contaminación ambiental, la deforestación, la lluvia ácida, la desertificación, el efecto invernadero y por ende el calentamiento global del planeta Tierra. Fenómenos generados por el uso desmedido de dichos hidrocarburos, e indirectamente por el crecimiento acelerado de la población.

La presencia de óxidos de azufre como el SO_2 y el SO_3 en la atmósfera, es nociva, ya que al interactuar con el agua se generan ácidos sulfurosos (H_2SO_3) y sulfúrico (H_2SO_4) mismos que se precipitan a la tierra, provocando la desaparición casi total de bosques y selvas.

A parte, estudios recientes han demostrado que durante los últimos 40 años la emisión de mil millones de toneladas de óxido de carbono (CO y CO_2) elevó la temperatura global promedio de la Tierra en 0.1°C . Basta un incremento de temperatura de 1°C para alterar los regímenes pluviales mundiales, para que la temperatura en los polos sufra * incrementos de entre 5 y 10°C derritiéndolos y elevando el nivel de los mares (efecto invernadero).

Además, en el caso de los compuestos llamados “clorofluorocarbonos” (CFC), la emisión de poco más de 300 mil toneladas ha generado durante las últimas 4 décadas un importante adelgazamiento en la capa de ozona, pronunciándose más en la región de los polos;

basta con que pequeñas dosis de estos gases, empleados en sprays y en refrigeradores, lleguen a las capas altas de la atmósfera para interactuar y destruir cien mil moléculas de ozono (O₃).

Todos estos compuestos y muchos otros amenazan con provocar modificaciones de seriedad en el medio ambiente, y esto es un gran reto para la humanidad, pues no existe otra opción que la de adoptar medidas para conjurar tales amenazas, antes que estas se vuelvan irreversibles.

En las centrales nucleoelectricas se da una especial atención a todas las medidas de seguridad que regulan su operación, gracias a lo cual se logra la reducción hasta niveles mínimos del impacto sobre el medio ambiente. Los estudios que permanentemente se han realizado sobre la situación radiológica de la región donde se emplazan las centrales nucleares, han comprobado que las concentraciones de gases radiactivos en la atmósfera se encuentran prácticamente en los niveles permisibles, contribuyendo así a la conservación del medio ambiente, evitando así la emisión de sustancias nocivas y de gases, provocando el efecto de invernadero.

Además los sistemas de las centrales nucleoelectricas, adecuadamente emplazados, construidos y mantenidos, representan menos riesgo para la población y el entorno ecológico, que los basados en combustibles fósiles.

La alternativa de la energía nuclear, mediante un programa bien definido y con centrales estandarizadas, no solamente permite relevar a los combustibles fósiles en la producción de energía eléctrica, sino que también permite crear la industria de los componentes y del ciclo de combustible nuclear, al mismo tiempo que se dejen de emitir contaminantes productos de hidrocarburos a la atmósfera.

Es cierto que una central nucleoelectrica también genera desechos radioactivos: el 82% de estos son de mediana y baja contaminación y el 18% restante son de alta contaminación, pero una planta de este tipo genera alrededor de 170 m³ de residuos por cada 1 000 Mw eléctricos, en un ciclo que dura un promedio de un año y medio. Y como ya hemos visto, estos desechos se confinan hasta que su radiactividad decaiga a niveles permisibles para el medio ambiente.

En el consumo de combustibles tan solo por hacer un comparativo, 1 Kg de carbón genera 3 Kw-hora de energía y 1 kg de petróleo solamente 4 Kw-hora, mientras que un solo kilogramo de uranio es capaz de producir más de 50 000 Kw-hora .

Además, una central de ciclo combinado, en operación, emite de 400 gr a 1.25 Kg de CO₂ por Kw-hora de energía producida (y eso que es solo una especie química) comparados con los 0.01 g del mismo compuestos, generados por cada Kw-hora en una central nucleoelectrica.

Cabe hacer notar que el combustible utilizado en las centrales nucleoelectricas no depende de situaciones políticas tanto nacionales como internacionales, factores meteorológicos, y precios inestables de los combustibles como lo son los precios por barril de petróleo ó por metro cúbico de gas natural ó tonelada de carbón. Su funcionamiento es continuo las 24 horas del día, los 365 días del año, sólo se para la planta, para recargar combustible y llevar al mismo tiempo (40 días en promedio) las operaciones de mantenimiento necesarias para el reinicio de la producción de energía eléctrica, con las máximas medidas de seguridad para la central y para su personal.

Para la construcción de nuevas centrales nucleoelectricas es necesario el apoyo de una política energética clara. La alternativa nuclear en un país requiere de un marco estable y

permanente que garantice a los potenciales inversionistas un conjunto de normas estables y la seguridad de un rendimiento adecuado de las centrales.

Es bien cierto que, además de los eventos de detonación radiolítica, han existido otros eventos de otra índole en otras centrales, pero todos tienen que ver con la seguridad de las plantas, sus equipos de trabajo y sus entornos ambientales, y es por eso que por lo que respecta al diseño y construcción de reactores nucleares (sobre todo los BWR), los modelos del futuro traerán seguramente las siguientes mejoras en sus características:

- 1.- Alargamiento del ciclo del combustible hasta por 24 meses.
- 2.- Períodos de recarga de combustible más cortos, de menos de 30 días.
- 3.- 60 años de vida de diseño, con una extensión de 15 años y elevada disponibilidad del reactor durante ese tiempo.
- 4.- Reducción del costo de combustible por la eficiencia de la reacción.
- 5.- Abaratamiento del costo de cada kw-hora generado de electricidad.
- 6.- Modelos estandarizados de reactores, con menos redundancias y más sistemas de seguridad.
- 7.- Períodos de tiempo para la construcción de cada reactor hasta de 48 meses, incluyendo instalaciones aledañas.

Con base en las consideraciones anteriores, y en los objetivos y estrategias que señalan los programas Nacionales de energéticos, la vía más adecuada es desarrollar al máximo posible la generación de energía eléctrica en base a la fisión atómica, cubriendo el resto con centrales de tipo dual, hidroeléctricas, etc.

Todo esto con el objetivo de diversificar el aprovechamiento de las fuentes energéticas, logrando un ahorro en el uso de recursos no renovables, y respetando estrictamente el entorno ecológico ^(7, 40, 41, 70).

11.4.1 Sugerencias.

En vista de todo lo anterior, consideramos sugerir a los dueños y operadores de reactores tipo BWR y también PWR los siguientes pasos para minimizar el riesgo de un siniestro de esta naturaleza:

- 1.- Revisar físicamente los sistemas de tuberías para identificar las regiones que pueden ser susceptibles para la acumulación de gases radiolíticos.
- 2.- Revisar diagramas de flujo, de tuberías, planos isométricos de tuberías de la planta en la revisión “cero” y subsecuentes, hasta la más reciente, así como historias operacionales de las tuberías en cuestión, y condiciones de los materiales de la planta.
- 3.- Revisión de los arreglos de tubería abandonados para asegurarse de que no se han acumulado volúmenes considerables, de no condensables (como por ejemplo los segmentos de tubería fisurada ó fragmentada y válvulas clausuradas).

4.- Revisión de las configuraciones de tuberías que no son normalmente susceptibles para la acumulación de gases radiolíticos no condensables, pero pueden convertirse debido a una falla ó cambio en las condiciones materiales de la planta en donde el cambio no es detectable. Un ejemplo de esta situación es una línea que esta llena normalmente con agua pero puede vaciarse por la entrada de gas ó fuga en una válvula ó accesorio. Otro ejemplo característico es una línea que normalmente transporta vapor, la cual desarrolla un bloqueo en la línea de dren. Ante este tipo de situaciones, un método para detectar tales condiciones (instalación de detectores, alarmas ó medidores) ó una modificación en las configuraciones de tuberías de los sistemas deben ser fuertemente considerados.

5.- Determinar las condiciones potenciales para la detonación de las tuberías que son identificadas como susceptibles para la acumulación de gases radiolíticos no condensables. Esto es por ejemplo, y como lo establecimos en el capítulo 10, que en condiciones de salida de vapor (1 000 lb / pulg² y 500° F) se tenga 15 % en volumen de H₂ ó mayor, ó un 50% en volumen de H₂O (en vapor) ó menor, por un segmento determinado de tubería.

6.- Considerar las modificaciones en el diseño u operación de aquellos sistemas donde la susceptibilidad para la acumulación de gases y estallamiento de sus mezclas está plenamente confirmada; estas modificaciones pueden incluir:

- b) Instalación de venteos y / o drenes en las líneas.
- c) Purgas periódicas de las líneas realizadas por el personal de operación de la planta.
- d) La instalación de la instrumentación adecuada para monitorear las condiciones de la línea y así diagnosticar y conjurar un posible siniestro.

7.- Asesorar al personal de operación de la planta sobre la detonación de gases radiolíticos, sus causas, sus consecuencias y las medidas que se deben tomar para la prevención de tal evento, así como la conformación de grupos de tarea enfocados a la evaluación de las configuraciones de tuberías de los sistemas y en su mejoramiento. No hay que olvidar que, según nuestro criterio, estos estallamientos ocurrieron por la negligencia humana y por ende, la falta de mantenimiento a los sistemas y a los equipos ⁽⁷⁰⁾.

12.- REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS.

- 1.- Castelan, Gilbert W., *Fisicoquímica*, 2a edición en español, Ed: Addison-Wesley, Longman. 1998, págs. 34, 35 y 44- 48.
- 2.- Hougen, O. A. / Watson, K. M., *Chemical Process Principles. Vol . II*, John Wiley M. N. Y. 1954, Gráfico de factor de compresibilidad “Z”.
- 3.- Domínguez, Xorge A., *Teoría, Ejercicios y Problemas de Química*, 6ª edición. D. F. 1973, Ed. Publicaciones Cultural S. A., págs. 24, 33-39, 215-219.
- 4.- Kask, One, *Chemistry, Structure & Changes of Matter*, 5a impresión. Nov.978, Ed. Barnes & Noble Inc., págs. 35, 36, 40-49.
- 5.- Treybal, Robert E., *Mass Transfer Operations*, 2a edición, U. S. A. 1990. Ed. McGraw-Hill, págs. 25, 29, 100, 101, 112.
- 6.- Metz, Clyde R., *Teoría y Problemas de Fisicoquímica*, Ed, McGraw-Hill Book Co. México 1991, págs. 3, 5, 6, 7, 8, 435 y 436.
- 7.- Masterton, William L. / Slowinsky, Emil J. / Stanitski, Conrad L., *Química General Superior*, 6a edición. Madrid, 1987, Ed. Interamericana McGraw-Hill, págs. 30-35, 744-762.
- 8.- Weidner, Richard T. / Sells, Robert L., *Física Elemental Clásica y Moderna*, 1ª edición, México 1979, Ed. Allyn & Bacon- C. E.C. S. A., págs. 453-457.
- 9.- Choppin, Gregory R. / Jaffe, Bernard. / Summerlin, Lee. / Jackson, Lynn., *Química*, 1a edición en español. México 1990, Ed. Publicaciones Cultural S. A., págs. 185, 186, 189 y 190.
- 10.- Deutsch, R. W. / Lobbin, F. B. / Scott, W. R., *Practical Nuclear Power Plant Technology. Vols. I & II*, 2nd printing. October 1974, Ed. General Physics Corporation. Columbia, Maryland, U. S. A., pags. Chapter 1:, 1-7 to 1-14, Chapter 3: 3-1, 3-2, 3-9 to 3-18, 3-21, 3-22, 3-27 to 3-29, 3-31 to 3-37, 3-43 to 3-46, 3-59, 3-60, & 3-69 to 3-71. Chapter 4: 4-25 to 4-31, & 4-33 to 4-43. Chapter 5: 5-47 to 5-72. Chapter 6: 6-31 to 6-57. Chapter 7: 7-23 to 7-28. Chapter 9: 9-1 to 9-13, & 9-21 to 9.51. Chapter 10: 10-1 to 10-10, & 10-33 to 10-35. Chapter 11: 11-1 to 11-5, 11-13 to 11-18, & 11-32 to 11-40.
- 11.- Perry, Robert H. / Chilton, Cecil, *Manual del Ingeniero Químico*, 2a edición en español, 1985, Ed. McGraw-Hill, U. S. A., págs. 14-3 y 14-4.
- 12.- Stollberg, Robert. / Hill, Faith Fitch, *Física, Fundamentos y Fronteras*, 9a reimpresión, México D. F. 1977, Ed. Publicaciones Cultural S., A., págs. 381 a 383, 444 a 447, 453-455.
- 13.- Mosqueira R., Salvador, *Física General*, 1ª edición. México 1967, Ed. Patria S. A. Págs. 369 a 372, 396-398, 463-466.
- 14.- Gonzalez, Abel J., *La Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos. Logros y Soluciones Internacionalmente Aceptables. (H)*, Boletín del OIEA. Vol. 42, # 3. Viena 2000, págs. 5-18.
- 15.- Baer, Alec J., *Problemas y Soluciones Para una Mejor Gestión de Desechos Radiactivos. (H)*, Boletín del OIEA. Vol. 42, # 3. Viena 2000, págs. 19 y 20.
- 16.- Clarke, Roger H., *Protección Radiológica, Recomendaciones sobre la Gestión de Desechos Radiactivos. (H)*, Boletín del OIEA. Vol. 42, # 3. Viena 2000, págs. 21-23.
- 17.- Cooper, John. / Linsley, Gordon. / Gonzáles, Abel J. / Wrixon, Tony, *¿Qué Desecho es Radiactivo? Definición del Ámbito de Sistema de Regulación*, Boletín del OIEA. Vol. 42, # 3. Viena 2000, págs. 35-44.

- 18.- Reisenweaver, Dennis. / Laraia, Michel, *Preparación para la Etapa Final. Residuos Radiactivos Procedentes de la Clausura Nuclear*, Boletín del OIEA. Vol. 42, # 3. Viena 2000, págs. 51-54.
- 19.- IAEA., *Situación de la Energía Nucleoeléctrica en el Mundo, Participación de la Energía Nucleoeléctrica en la Generación de Electricidad*, Boletín del OIEA. Vol. 43, # 4. Viena 2001, págs. 58-59.
- 20.- Comisión Federal de Electricidad, *Detección y Medida de la Radiación, Fundamentos de Protección Radiológica*, Curso Nuclear Básico. 30 de Mayo del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 3. págs. 3-1, 3-5.
- 21.- Comisión Federal de Electricidad, *Radiación, Fundamentos de Protección Radiológica*, Curso Nuclear Básico. 30 de Mayo del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 1: págs. 1-1 a 1-24.
- 22.- Comisión Federal de Electricidad, *Liquid Radwaste System, Final Safety Analysis Report (FSAR)*. Año 2000, Central Laguna Verde. / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 11. Págs. 11.2-1 a 11.2-19.
- 23.- Comisión Federal de Electricidad, *Gaseous Waste Management System, Final Safety Analysis Report (FSAR)*. Año 2000, Central Laguna Verde. / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 11. Págs. 11.3-1 a 11.3-15.
- 24.- Comisión Federal de Electricidad, *Solid Waste Management System, Final Safety Analysis Report (FSAR)*, Año 2000, Central Laguna Verde. / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 11. Págs. 11.4-1 a 11.4-23
- 25.- Comisión Federal de Electricidad, *Radioactive Waste Management, Final Safety Analysis Report (FSAR)*. Año 2000, Central Laguna Verde. / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 11: págs. 11.1-1 a 11.1-12.
- 26.- Comisión Federal de Electricidad, *Blindaje en las Plantas Nucleares de Potencia, Fundamentos de Protección Radiológica, Curso Nuclear Básico*. 16 de Junio del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap: 4. págs. 4-1 a 4-8.
- 27.- Comisión Federal de Electricidad, *Plantas Nucleares de Potencia, Fundamentos de Protección Radiológica, Curso Nuclear Básico*. 16 de Junio del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 5: págs. 5-1 a 5-11.
- 28.- Hibbs, Mark. *WANO to Focus Attention on Hydrogen Detonation Events*. *Gesellschaft Für Anlagensicherheit (GRS), Nucleonics Week*. March 28th 2002, págs 1-4.
- 29- Hibbs, Mark. *BMV, State Regulators Probing HEW's Liability in Brunsbüttel Rupture*, *Gesellschaft Für Anlagensicherheit (GRS), Inside N. R. C.* March 11th 2002, Pages 1 to 5.
- 30.- IAEA, *Hydrogen Incident Keeps Brunsbüttel Closed*, *Nuclear News*. October 2002. págs 82 & 83.
- 31.- United Kingdom, *BNFL Pushes Government on Nuclear Option*, *Nuclear News*, October 2002, págs 77 & 78.
- 32.- BMU Report., *Unique Brunsbüttel Core Spray Was Vulnerable to Gas Explosion*. *Nucleonics Week*. March 7th 2002, pages 1 to 5.
- 33.- Fontanet, Emilio, *Evaluación de Plantas por INPO y WANO ¿Qué Son?* *Periódico "Hoy" Laguna Verde*. No 4. Sept. 2002, pág. 3.
- 34.- Luna, Héctor, *La Reforma Eléctrica. Una Visión Comparada. Parte 1*. *Periódico "Hoy" Laguna Verde*. No 4. Sept. 2002, pág. 3.

- 35.- Luna, Héctor, *La Reforma Eléctrica. Una Visión Comparada. Parte 2, Periódico "Hoy" Laguna Verde. No 5. Oct. 2002, pág. 3.*
- 36.- Fontanet, Emilio, *Energía Lunar, Periódico "Hoy" Laguna Verde. No 8. Nov. 2002. pág. 3.*
- 37.- Fontanet, Emilio, *Producción de Uranio en el Mundo, Periódico "Hoy" Laguna Verde. No 6. Oct. 2002, pág. 3.*
- 38.- Comisión Federal de Electricidad, *Efectos Biológicos Sobre los Órganos y Tejidos del Cuerpo, Fundamentos de Protección Radiológica, Curso Nuclear Básico. 16 de Junio del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 2: págs. 2-1, 2-6.*
- 39.- Comisión Federal de Electricidad, *Atenuación de la Radiación, Fundamentos de Protección Radiológica, Curso Nuclear Básico. 16 de Junio del 2000, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, Cap. 1, págs. 1-12 a 1-14, 1-25.*
- 40.- Comisión Federal de Electricidad, *Boletín: Del Fuego a la Energía Nuclear, Agosto del 2002, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas. págs. 6-60.*
- 41.- Comisión Federal de Electricidad, *Boletín: ¿Qué es la Energía Nuclear?. Febrero 23 de 2004, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, págs. 1 a 8.*
- 42.- Comisión Federal de Electricidad, *Boletín: Situación Mundial de la Nucleoelectricidad, Febrero 23 de 2004, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas págs. 1 a 8.*
- 43.- Comisión Federal de Electricidad, *Boletín: ¿Qué es Ciclo del Combustible Nuclear?, Febrero 23 de 2004, Central Laguna Verde / Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas, págs. 1-8.*
- 44.- OIEA, *Control de las Fuentes Radiactivas. Según el OIEA. se requiere de mayor seguridad desde sus orígenes hasta su destino final. Revista trimestral del OIEA, Vol. 44. No. 1. Viena, Austria, 2002, págs., 2 y 3.*
- 45.- Castrol Diaz-Balart, Fidel, *Energía y Medio Ambiente, Opciones Difíciles, Las presiones son fuertes para los Países en desarrollo, Revista trimestral del OIEA. Vol. 44, No. 1 Viena, Austria, 2002, págs., 25-28.*
- 46.- Dargie, James, *Esferas de Progresos, Las Técnicas Nucleares y la Seguridad Alimentaria, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 1 Viena, Austria, 2002. págs., 23-32.*
- 47.- Groth, Steffen, *Beneficios Perdurables. Aplicaciones Nucleares en la Atención Sanitaria, Revista trimestral del OIEA, Vol. 42. No. 1 Viena, Austria, 2000. págs., 33-40.*
- 48.- Spadaro, Joseph V. / Langlois, Lucille. / Hamilton, Bruce, *Evaluación de la Diferencia. Emisiones de Gases de Efecto Invernadero Producidos por las Cadenas de Generación de Electricidad, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 2. Viena, Austria, 2000. Págs., 19-24.*
- 49.- Rogner, Hans-Holger, *Reconsiderando las Opciones, Los Mecanismos Flexibles de Kyoto y la Energía Nucleoeléctrica, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 2 Viena, Austria, 2000, págs., 25 a 30.*
- 50.- Rogner, Hans-Holger, *Hacer Diana en Blancos Móviles, Competitividad Económica de la Energía Nucleoeléctrica, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 2 Viena, Austria, 2000. págs., 36-42.*
- 51.- Rhodes, Richard. / Beller, Dennis, *La Necesidad de Generar Energía Nucleoeléctrica, Opinión sobre el Incierto Futuro Energético del Mundo, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 2 Viena, Austria, 2000, págs., 43-50.*

- 52.- Majumdar, D. / Kupitz, J. / Rogner, H. / Shea, T. / Niehaus, F. / Fukuda, K. *Necesidad de Innovar, Desarrollo Futuro de Reactores Nucleares y Ciclos de Combustibles*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 42. No. 2 Viena, Austria, 2000. págs., 51-59.
- 53.- Gonzalez. Abel J., *Acción Oportuna, Fortalecimiento de la Seguridad Física y Funcional de las Radiaciones*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 41. No. 3 Viena, Austria, 1999, págs., 2-15.
- 54.- Valentin, Jack. *¿Qué Pasa Si? Orientación de la CIPR Sobre Exposición Potencial a las Radiaciones*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 41. No. 3 Viena, Austria, 1999. págs., 45-48.
- 55.- Nilsson, Anita B., *Protección Física. Fortalecimiento de la Seguridad de los Materiales Nucleares*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 41. No. 4 Viena, Austria, 1999, págs., 32-35.
- 56.- Davies, L. M. / Boothroyd, A. D., *Energía Nucleoeléctrica: Mantener Abierta la Opción. Aunque Marcha con Lentitud en Algunos Países, se Observa un Rápido Desarrollo en la Energía Nucleoeléctrica en Lugares donde es Alta la Demanda de Electricidad*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 37. No. 2 Viena, Austria, 1995. págs., 14-17.
- 57.- Levin, Vic. / Meghzifene, Ahmed. / Izewska, Joanna. / Tarsuzaki, Hideo, *Mejor Atención del Cáncer. Aumenta la Necesidad de Radioterapia en los Países en Desarrollo*, Revista trimestral del OIEA. Vol. 43. No. 2, Viena, Austria, 2001. págs., 25-32.
- 58.- Fernandez De la Garza, Rafael, *Perspectivas de Desarrollo con Centrales Nucleoeléctricas*, Revista México Nuclear, Año 1. No. 2 Sociedad Nuclear Mexicana, Abril-Junio de 1995, págs 1, 2.
- 59.- IAEA., *Section I: The Accident at Chernobyl's Unit 4, Book: Summary Report on the Post Accident Review, Meeting on the Chernobyl's Accident*, IAEA, Viena, Aut. 1986, pages 15 to 32.
- 60.- IAEA., *Section V: Safety Issues to be Pursued, Book: Summary Report on the Post Accident Review, Meeting on the Chernobyl's Accident*, IAEA, Viena, Aut. 1986. pages 69 to 74.
- 61.- IAEA., *Section Annex: RBMK Reactors at Chernobyl Nuclear Power Station, Units 3 & 4, Book: Summary Report on the Post Accident Review, Meeting on the Chernobyl's Accident*, IAEA, Viena, Aut. 1986, pages 89 to 104.
- 62.- Chernousenko, V. M., *Chernobyl, Insight from the Inside*, Ed. Springer-Verlag. Berlin-Heidelberg 1991, pages 8 to 11, 53 to 70 & 273 to 308.
- 63.- WISE News, Communique on November 23 of 2001.
- 64.- CNIC Press Releases, November 13, 14 & 15 of 2001.
- 65.- The Japan Times on Line, November 16 of 2001.
- 66.- Nucleonics Week., November 15 of 2001.
- 67.- Geankoplis, Christie J., *Mass Transport Phenomena*, Holt, Rinehart & Winston, New York 1972, pages 11 to 34.
- 68.- Sherwood, Thomas K. / Pigford, Robert L. / Charles, R. Wilke, *Mass Transfer*, McGraw – Hill. New York 1975, pages 8 to 24.
- 69.- General Electric – Nuclear Energy, *IL No. 643: Potencial para la Detonación de Gases Radiolíticos*, Junio 14 de 2002.
- 70.- Petit, Charles., *El Regreso de la Energía Nuclear. Da Miedo. Es Cara. Podría Salvar a la Tierra*. National Geographic en Español. Vol. 18. No. 4. Abril de 2006. Págs., 88-97.
- 71.- Stone, Richard., *La Larga Sombra de Chernobyl*. National Geographic en Español. Vol. 18. No. 4. Abril de 2006. Págs., 98-119.