

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO INGENIERÍA

FACULTAD DE INGENIERÍA

**DISPOSICIÓN SEGURA DE RESIDUOS
RADIATIVOS
DE ALTO NIVEL
EN LAGUNA VERDE, VERACRUZ**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
MAESTRO EN INGENIERÍA
AMBIENTAL - SUSTANCIAS Y RESIDUOS PELIGROSOS

P R E S E N T A
I.Q. ELÍAS IBARRA MARTÍNEZ



TUTOR
DR. ENRIQUE CÉSAR VALDEZ

MÉXICO, D.F.

2012



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dr. Javier Modesto Cruz Gómez
Secretario: Dra. Georgina Fernández Villagómez
Vocal: Dr. Enrique César Valdez
1er. Suplente: Dr. Alejandro Rodríguez Valdés
2do. Suplente: Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez

SITIO EN DONDE SE DESARROLLÓ EL TEMA:

Departamento de Ingeniería Sanitaria y Ambiental, Facultad de Ingeniería

TUTOR DE TESIS:

Dr. Enrique César Valdez

SUSTENTANTE:

I.Q. Elías Ibarra Martínez

AGRADECIMIENTOS

Quisiera agradecer a la Universidad Nacional Autónoma de México por haberme brindado todas las herramientas necesarias para mi educación, me ha dado todo cuanto he necesitado para ser un profesionalista mejorar y crecer en el ámbito laboral y personal.

Agradezco al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología por la beca otorgada para la realización y conclusión de mi tesis.

Agradezco a la Facultad de Ingeniería por brindarme las herramientas de aprendizaje en las aulas donde aprendía a debatir discernir y crear.

Gracias a los profesores y tutores que me guiaron con sus enseñanzas y consejos, me han ayudado a entender que los datos exactos no existen, que la mejor forma de entendimiento radica en el razonamiento y la observación de lo que estudiamos para crear nuestro propio criterio.

Gracias al Doctor Enrique Cesar Valdés por su guía, consejos y por el apoyo para la realización.

Quisiera agradecer muy especialmente a mis padres y hermanos por su incondicional apoyo y siempre impulsar mi crecimiento personal, su visión al futuro me han guiado por un camino que me ha dado satisfacciones y me ha quitado piedras con las que he podido tropezar, cada día soy más grande por contar con su amor incondicional.

A mi esposa Yuliana López Quintero agradezco su amor, cariño, pasión con la que me ha hecho crecer, avanzar y alcanzar metas que no imagine que serían posibles, es mi inspiración más grande, su impulso y su deseo de superación me han contagiado a cumplir deseos que no creí posibles y alcanzar sueños que hoy son una realidad y con su compañía y sus palabras de aliento me hará llegar a lugares aún más lejanos y metas más importantes.

ÍNDICE

ÍNDICE	iv
LISTA DE FIGURAS	vii
LISTA DE TABLAS	viii
LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS	x
CAPÍTULO 1 INTRODUCCIÓN	1
1.1.Objetivo	1
1.2.Objetivos específicos	1
1.3.Alcances	2
1.4.Hipótesis	2
CAPÍTULO 2 ENERGÍA NUCLEAR	3
2.1.Reacción en cadena	3
2.2.Tipos de radiación	4
2.2.1.Radiación alfa	4
2.2.2.Radiación beta	4
2.2.3.Radiación gamma	5
2.2.4.Rayos X	5
2.2.5.Radiación neutrónica	5
2.3.Fisión nuclear	5
2.3.1.Producción de electricidad por fisión nuclear	6
2.3.1.1.Combustible	6
2.3.1.2.Moderador	8
2.3.1.3.Refrigerante	8
2.3.1.4.Barras de control	9
2.3.1.5.Ensamblés del reactor	10
2.3.1.6.Turbina	12
2.4.Energía nuclear en el mundo	12
2.5.Energía nuclear en México	14
CAPÍTULO 3 RESIDUOS RADIATIVOS	17
3.1.Generación de residuos durante el proceso de producción de electricidad	18
3.2.Clasificación de los residuos	21
3.2.1.Desechos radiactivos de nivel alto	23

4.3.1.2.1.Pérdida en el flujo del sistema de enfriamiento de la ACG ...	74
4.3.1.2.2.Dispersión inefectiva de calor en la ACG	75
CAPÍTULO 5 ESTIMACIÓN DE RIESGO.....	76
5.1.Identificación de metodología para la estimación de riesgos	76
5.1.1.Análisis histórico de accidentes	79
5.1.2.Árboles de sucesos	81
5.1.3.Análisis de funcionalidad y operatividad HAZOP	82
5.1.3.2.Identificación de peligros	82
5.1.3.3.Matriz de riesgo	82
5.1.3.4.Identificación de nodos en la instalación	84
CAPÍTULO 6 ANÁLISIS DE RESULTADOS.....	85
6.1.Análisis de consecuencias	85
6.1.1.Consecuencias de la pérdida de refrigerante de la ACG	85
6.1.2.Consecuencias de la pérdida de enfriamiento de la ACG	86
6.2.Árboles de sucesos	87
6.3.Análisis de frecuencia	87
6.4.Propuesta de plan de respuesta en caso de pérdida de refrigerante y refrigeración en el reactor de la Unidad 1	88
CAPÍTULO 7 CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES	92
7.1.Conclusiones generales	92
7.2.Conclusiones específicas	93
7.3.Recomendaciones	94
GLOSARIO	95
REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS	97
ANEXO A	101
ANEXO B	102
ANEXO C	103
ANEXO D	104
ANEXO E	107
ANEXO F	108

ANEXO G	109
ANEXO H	110
ANEXO I	115
ANEXO J	120

LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1 Estructura general del átomo	3
Figura 2.2 Reacción en cadena	4
Figura 2.3 Fisión nuclear	6
Figura 2.4 Pastilla de óxido de uranio	7
Figura 2.5 Comparación en tamaño de pastilla de uranio	7
Figura 2.6 Barras de control de reactor BWR	9
Figura 2.7 Proceso de fabricación de ensamble del reactor	11
Figura 2.8 Ensamblados de combustible	11
Figura 2.9 Combustible para producción de electricidad en el mundo	12
Figura 2.10 Generación de energía nuclear	13
Figura 2.11 Combustible para producción de electricidad en diferentes países	14
Figura 2.12 Capacidad efectiva instalada de generación	15
Figura 2.13 Generación por fuente	15
Figura 3.1 Ciclo del combustible	18
Figura 3.2 Diagrama del ciclo de combustible completo	19
Figura 3.3 Reducción de la radiactividad de algunos isótopos radiactivos en el tiempo	26
Figura 3.4 Decaimiento de calor en el tiempo	27
Figura 3.5 Almacenamiento en formación geológica de residuos de alta actividad	29
Figura 3.6 Sistema de barreras múltiples	30
Figura 3.7 Diagrama de almacenamiento geológico profundo	31
Figura 3.8 Esquema para la disposición de combustible gastado	35
Figura 3.9 Esquema de albercas de almacenamiento de residuos radiactivos de alto nivel	35
Figura 3.10 Instalación de almacenamiento en seco con tecnología MACSTOR en Canadá	36
Figura 3.11 Almacenamiento en cámaras	37
Figura 3.12 Almacenamiento en cofres de concreto	38

Figura 3.13 Almacenamiento en contenedores metálicos	39
Figura 3.14 Campo de contenedores metálicos en la central de Surry (EUA) ...	39
Figura 3.15 Proceso PUREX	41
Figura 3.16 Contenedor para residuos vitrificados de alta actividad	43
Figura 3.17 Reproceso de uranio	44
Figura 3.17 Proceso de transmutación	46
Figura 4.1 Principales tipos de evaluación de riesgo y su enfoque	47
Figura 4.2 Secuencia de un estudio de riesgo	49
Figura 4.3 Mapa de Veracruz, ubicación de Laguna Verde, Alto Lucero	50
Figura 4.4 Diagrama general de reactor BWR	52
Figura 4.5 Relieve en la zona de estudio	55
Figura 4.6 Acuíferos de la región Alto Lucero	55
Figura 4.7 Lagunas y ríos cercanos a la CNLV	55
Figura 4.8 Acuíferos cercanos a la CNLV	56
Figura 4.9 Organigrama de la CFE nucleoelectrónica	57
Figura 4.10 Organización de la Central Nuclear	58
Figura 4.11 Procedimiento de recarga del reactor Unidad 1	61
Figura 4.12 Procedimiento de colocación de combustible nuevo del reactor Unidad 1	62
Figura 4.13 Alberca para Combustible Gastado (ACG)	63
Figura 4.14 Plataforma de recarga I	67
Figura 4.15 Plataforma de recarga II	68
Figura 4.16 Estaciones climatológicas	69
Figura 4.17 Esquema de pérdida de enfriamiento de la alberca de combustible gastado	72

LISTA DE TABLAS

Tabla 2.1 Principales materiales fisionables	6
Tabla 2.2 Principales Reactores	10
Tabla 2.3 Generación de electricidad en el mundo y prospectivas.....	13
Tabla 2.4 Producción de electricidad en México	16
Tabla 3.1 Clasificación de los residuos radiactivos y su disposición	22
Tabla 3.2 Total de combustible gastado almacenado	24
Tabla 3.3 Comparación de Combustible Gastado entre México y E.U.A.	25
Tabla 3.4 Proyección de generación de combustible gastado por regiones mundiales, kilo toneladas de metal pesado	25

Tabla 3.5	Capacidad en operación para almacenamiento de combustibles gastados	32
Tabla 3.6	Capacidades en construcción para almacenamiento de combustibles gastados	33
Tabla 3.7	Estatus de combustible gastado almacenado en regiones mundiales, enero 2003	33
Tabla 3.8	Métodos de separación	40
Tabla 4.1	Panorama general de los riesgos de seguridad	48
Tabla 4.2	Poblaciones con más de 1 000 habitantes	50
Tabla 4.3	Poblaciones con menos de 1 000 habitantes	51
Tabla 4.4	Vías terrestres cercanas a la CNLV	51
Tabla 4.5	Trabajadores por actividad específica	58
Tabla 4.6	Características de intercambiador de calor de la ACG, lado carcasa.....	64
Tabla 4.7	Características de intercambiador de calor de la ACG, lado tubos.....	65
Tabla 4.8	Características específicas de filtro de intercambio iónico del sistema de la ACG.....	65
Tabla 4.9	Características específicas de filtro mecánico del sistema de la ACG	65
Tabla 4.10	Composición química del material depositado en filtros	66
Tabla 4.11	Especificaciones del combustible y del reactor	67
Tabla 4.12	Huracanes en Veracruz	70
Tabla 4.13	Sismos cercanos a la zona de estudio	71
Tabla 5.1	Criterios de selección de método de identificación de riesgos	76
Tabla 5.2	Cálculo del Factor de Vulnerabilidad	77
Tabla 5.3	Identificación de método para análisis de riesgos	78
Tabla 5.4	Accidentes en plantas nucleares con reactores BWR	80
Tabla 5.5	Accidentes mayores a nivel mundial y representativos	80
Tabla 5.6	Criterios para la gravedad de un accidente	83
Tabla 5.7	Criterios para la frecuencia de un accidente	83
Tabla 5.8	Criterios del grado de riesgo	83
Tabla 5.9	Matriz de riesgo	84
Tabla 6.1	Características del sistema RHR, bombas	87
Tabla 6.2	Características del sistema RHR, intercambiadores de calor	87

LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS

ACG	Alberca de Combustible Gastado
BWR	Boiling Water Reactor (Reactor de Agua en Ebullición)
CFE	Comisión Federal de Electricidad
CNA	Comisión Nacional del Agua
CNLV	Central Nuclear Laguna Verde
CNSNS	Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias
CSVA	Consejo del Sistema Veracruzano del Agua
ES	Estudio de Seguridad
ICN	Instituto de Ciencias Nucleares
ININ	Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
NOM	Norma Oficial Mexicana
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA, International Atomic Energy Agency)
PERE	Plan de Emergencia Radiológica Externo
PPA	Programa para la Prevención de Accidentes
PWR	Pressure Water Reactor (Reactor de Agua a Presión)
RADWASS	Radioactive Waste Safety Standards (Estándar de Seguridad de Residuos Radiactivos)
SEMARNAT	Secretaría de Medio Ambiente y Recursos Naturales
SENER	Secretaría de Energía
SSN	Servicio de Sismología Nacional
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission (Comisión Reguladora de Energía Nuclear en Estados Unidos de América)

CAPÍTULO 1 INTRODUCCIÓN

El uso de la energía nuclear en México para la generación de electricidad es actualmente una de las actividades menos explotadas con una contribución del total nacional de 4.79% [CFE-IFAI, 31/08/2009].

El significativo desarrollo industrial y el creciente aumento demográfico han conducido a que la producción de sustancias químicas y materiales peligrosos así como su uso masivo, incremente la posibilidad de que se ocasionen efectos adversos en la población y el ambiente; es decir, de que existan peligros. El manejo de estos peligros implica una forma de control, el cual se define como el mantenimiento del comportamiento de un sistema (producción, almacenamiento, transporte, transformación y disposición final), dentro de los límites deseados [César *et al.*, 1996].

La energía nuclear como fuente para la producción de electricidad tiene un riesgo asociado en todas las etapas; extracción, enriquecimiento, uso para la generación de electricidad y la generación de residuos, los cuales, por sus cualidades (tiempo de decaimiento, temperatura y concentración), hacen de ella una de las actividades con más peligro en el mundo.

Un aspecto importante de la política de protección ambiental y conservación del equilibrio ecológico del Poder Ejecutivo Federal en México, son las acciones encaminadas a prevenir daños que puedan ocasionar las diversas actividades públicas o privadas que se lleven a cabo en el proceso de desarrollo económico y social [César *et al.*, 1996], y de entre dichas actividades destacan las realizadas en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV) pues en ésta se generan residuos en los tres niveles (bajo, medio y alto); este tipo de residuos no tiene un uso específico y debido al peligro que puede significar para la vida, es importante tener en cuenta cuál será el paso siguiente para la disposición final de estos residuos analizando las opciones existentes y la factibilidad de aplicación en México, para evitar así situaciones que representen un peligro para los trabajadores, la población aledaña y el medio ambiente.

1.1 OBJETIVO GENERAL

Investigar sobre la disposición segura de residuos radiactivos de alto nivel, identificando la existencia de peligro en Laguna Verde, Veracruz, considerando el riesgo a la salud y al ambiente.

1.2 OBJETIVOS ESPECÍFICOS

1. Describir el sistema, constituido por las fuentes de peligro, así como los receptores de riesgos, que son los operadores de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, los funcionarios, la comunidad y el ambiente en general.

2. Identificar y definir la existencia de peligro así como las características del posible acontecimiento.
3. Estimar el impacto de la liberación de residuos peligrosos en el equipo de la Central, en gente, las propiedades y en el ambiente en general.
4. Proponer medidas de control para la disposición de los residuos radiactivos en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.
5. Identificar la existencia de peligro a través de la realización de un análisis de consecuencias
6. Estimar el riesgo de la disposición actual de los residuos radiactivos de alto nivel, generados en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde en Veracruz, y proponer medidas de mitigación de riesgos por el almacenamiento de dichos residuos.

1.3 ALCANCES

1. Se realizó una investigación bibliográfica de 10 años a la fecha en medios electrónicos e impresos. Y la información recopilada se verificó in-situ.
2. Se elaboró un análisis de frecuencia y un análisis de consecuencia a través de la identificación de peligros de acuerdo a la información proporcionada por la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.
3. Se propusieron alternativas para la disposición de los residuos radiactivos de alto nivel de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde tomando en cuenta beneficios, repercusiones y problemas asociados a esta disposición.

1.4 HIPÓTESIS

1. La colocación de los residuos de alto nivel en la alberca de enfriamiento ubicada al lado de cada reactor en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde en Veracruz es adecuada para su almacenamiento
2. La Central Nucleoeléctrica no cuenta con un método de disposición final de los residuos de alto nivel.
3. La probabilidad de un accidente o suceso liberación de material en la nucleoeléctrica es baja.

CAPÍTULO 2 ENERGÍA NUCLEAR

Durante el siglo XIX, los científicos reafirmaron la antigua teoría griega de que la materia es un conjunto de unidades fundamentales llamadas átomos. El átomo tiene un centro pequeño, denso y de carga positiva, llamado núcleo, el cual está rodeado por una nube difusa de electrones de carga negativa. El núcleo se compone de dos tipos de partículas: los protones, de carga positiva, y los neutrones que son eléctricamente neutros (figura 2.1). En el núcleo está contenida casi toda la masa del átomo. Se considera que los elementos químicos constituyen el ingrediente del cual se componen todas las demás sustancias [Turk, 1981].

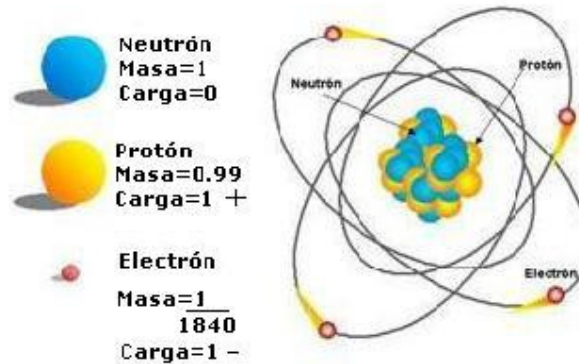


Figura 2.1 Estructura general del átomo
[Fuente: CFE, 2008a]

Se conocen alrededor de 118 elementos; la mayor parte se encuentra en la naturaleza, pero algunos han sido creados mediante la transformación de otros. La característica distintiva de un elemento químico consiste en que todos sus átomos presentan el mismo número de protones en el núcleo [Mc Graw Hill, 2011].

En 1919, *Ernest Rutherford* y sus colaboradores lograron la primera reacción artificial, cuando bombardearon el nitrógeno corriente con partículas energéticas para producir oxígeno-17, que no es una sustancia radiactiva.

Quince años después, en 1934, *Irène y Frédéric Joliot Curie*, convirtieron el boro en nitrógeno-13, que es radiactivo, éste fue el primer isótopo radiactivo producido en forma artificial y su creación trajo consigo el primer incremento artificial de la radiactividad artificial sobre la Tierra [Turk, 1981].

2.1 Reacción en cadena

El descubrimiento de la reacción en cadena que tiene lugar en la fisión nuclear, condujo a la producción de grandes cantidades de materia radiactiva. Es importante comprender primero qué es una reacción en cadena [Turk, 1981].

La reacción es iniciada por un solo neutrón, pero produce dos o tres neutrones con la liberación de energía. Estos neutrones pueden iniciar dos o tres

reacciones que producen a su vez más neutrones, y así sucesivamente (figura 2.2). Ésta es pues, una reacción en cadena ramificada [Turk, 1981].

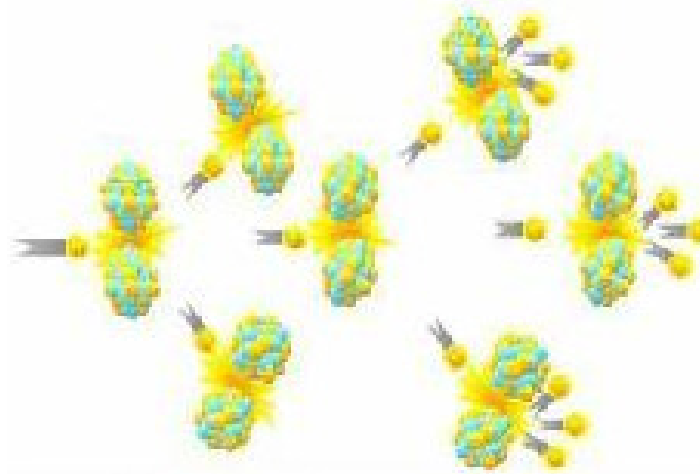


Figura 2.2 Reacción en cadena
[Fuente: CFE, 2008a]

2.2 Tipos de radiación

Aunque la radiación se manifiesta en muchas formas, los tipos de radiación más importantes en lo que concierne a la salud humana son aquéllos que penetran a través de la materia y la ionizan, es decir, hacen que adquiera carga eléctrica. Al penetrar en el tejido vivo, la radiación ionizante produce iones capaces de afectar los procesos biológicos normales. Así, la exposición a cualquiera de los tipos más comunes de radiación ionizante que existen, la radiación alfa, la radiación beta, los rayos gamma y los neutrones, pueden producir efectos nocivos sobre la salud [ININ, 2008].

2.2.1 Radiación alfa

Está constituida por partículas pesadas cargadas positivamente, formadas a su vez por “paquetes” de dos protones y dos neutrones. Estos paquetes son emitidos por los átomos de elementos pesados como el uranio, el radio, el radón y el plutonio. La radiación alfa es capaz de viajar en el aire no más de un par de centímetros, pudiendo ser bloqueada totalmente mediante una delgada hoja de papel o bien por la epidermis (capa externa de la piel, formada por células muertas). Sin embargo, si una sustancia emisora de partículas alfa es ingerida, ésta libera toda su energía en las células internas del organismo del individuo, por ejemplo, en los pulmones, en donde el tejido sensible recibirá una dosis interna ya que, a diferencia de lo que sucede en la piel, no hay epidermis que detenga la radiación [ININ, 2008].

2.2.2 Radiación beta

Consiste de electrones, mucho más pequeños que las partículas alfa y capaces de penetrar más profundamente que éstas. Se le puede detener mediante una lámina metálica de pequeño espesor, el vidrio de una ventana o la ropa

ordinaria. Usualmente, esta radiación penetra la capa superior de la piel por lo que es capaz de producir daño en la piel no protegida. Al igual que con las partículas alfa, si las sustancias emisoras de radiación beta logran entrar en el cuerpo, se irradiarán los tejidos internos [ININ, 2008].

2.2.3 Radiación gamma

Es energía en forma de ondas electromagnéticas que pueden viajar grandes distancias y que se caracterizan por su gran poder de penetración. La intensidad de la radiación gamma disminuye en cuanto penetra en la materia. A lo largo de su recorrido, interactúa con los átomos que encuentra; en el caso de que dicha interacción sea con las células del cuerpo, ocasiona daños en la piel o en los tejidos internos. Existen materiales muy densos como el plomo o el concreto que son excelentes barreras contra este tipo de radiación [ININ, 2008].

2.2.4 Rayos X

De la misma naturaleza que la radiación gamma emitida por los núcleos atómicos, se distinguen de ésta porque se produce artificialmente mediante un tubo de rayos X alimentado por energía eléctrica, por lo que es posible activar o desactivar la producción de rayos X [ININ, 2008].

2.2.5 Radiación neutrónica

Se produce principalmente durante los procesos de generación de energía en reactores nucleares. Aunque en sí no es radiación ionizante, al interactuar con otros núcleos puede activarlos o propiciar la emisión de rayos gamma y/o partículas cargadas, dando así lugar en forma indirecta a radiaciones ionizantes. Los neutrones son aún más penetrantes que los rayos gamma y pueden ser bloqueados únicamente mediante barreras de gran espesor de concreto, agua, parafina u otros materiales. Afortunadamente este tipo de radiación es prácticamente inexistente fuera de los reactores nucleares [ININ, 2008].

2.3 Fisión nuclear

El físico estadounidense de origen italiano *Enrico Fermi* logró realizar la fisión en 1934, pero la reacción no se reconoció como tal hasta 1939, cuando los científicos alemanes *Otto Hahn* y *Fritz Strassmann* anunciaron que habían fisionado núcleos de uranio bombardeándolos con neutrones. Esta reacción libera a su vez neutrones, con lo que se puede causar una reacción en cadena con otros núcleos [ININ, 2008].

Las reacciones en cadena incontroladas, son la base del funcionamiento de las bombas atómicas, pero las reacciones controladas, se pueden utilizar para producir calor y generar así energía eléctrica, como ocurre en los reactores nucleares [ININ, 2008].

La reacción en cadena divide un el núcleo atómico pesado como el uranio-235 en dos (aproximadamente), este fenómeno es conocido como fisión atómica o nuclear (figura 2.3). En este proceso se libera energía, porque los núcleos de uranio son menos estables que sus productos de desintegración. Las cantidades de energía que intervienen son muy grandes en comparación con las de las reacciones químicas. Si la reacción en cadena ramificada prosigue muy rápidamente, habrá una explosión atómica. Si la ramificación de la cadena es controlada con cuidado, la energía puede liberarse lentamente y se tendrá entonces un reactor nuclear, que puede utilizarse para la producción de energía (figura 2.3) [Turk, 1981].

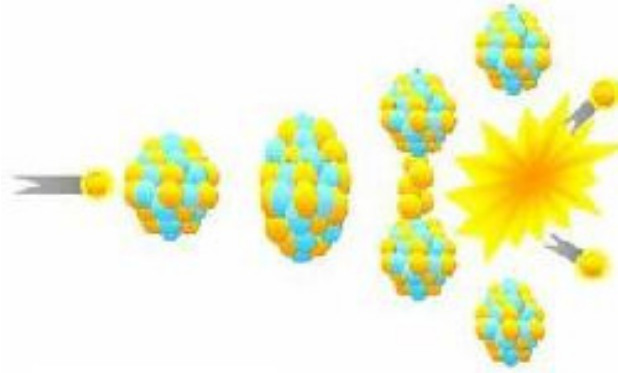


Figura 2.3 Fisión nuclear
 [Fuente: CFE, 2008a]

Los isótopos más utilizados para combustible en los reactores nucleares son el uranio-235 y el plutonio-239 (tabla 2.1).

Tabla 2.1 Principales materiales fisionables

Uranio-233	Plutonio-239
Uranio-235	Torio-232
Uranio-238	

[Fuente: ININ, 2008]

2.3.1 Producción de electricidad por fisión nuclear

Se ha explicado en el apartado 2.3 de manera general el proceso para la producción de electricidad a partir de la fisión nuclear. De modo más específico se requiere de una instalación física en la cual se encuentren los equipos y componentes que ayudarán a llevar de manera controlada los choques entre los neutrones y los isótopos e incluso la harán posible. Algunos de estos equipos y componentes que se requieren son: combustible, moderador, refrigerante, barras de control, ensambles del reactor, turbina.

2.3.1.1 Combustible

En las centrales nucleoelectricas el calor se obtiene a partir de la fisión del uranio, sin que se produzca combustión. Sin embargo, por analogía con las centrales convencionales, se le denomina combustible nuclear [CFE, 2004].

El uranio es el que más comúnmente se utiliza y puede encontrarse en dos formas:

Natural: contiene 0.72% de uranio-235 y 99.3% de uranio-238, el cual no se fisiona. El natural se coloca en los reactores en forma de uranio metálico o de dióxido de uranio (UO_2), dispuesto en varillas compactas o tubos de un poco más de un centímetro de diámetro y varios metros de longitud [CFE, 2004].

Enriquecido: al que artificialmente se eleva la concentración del uranio-235 hasta un 3 ó 4 % disminuyéndose la del uranio-238 al 97% y 96% respectivamente. Se utiliza en forma de dióxido de uranio (UO_2), con el que se fabrican pequeñas pastillas cilíndricas (figuras 2.4, 2.5), normalmente de poco más de un centímetro de diámetro y longitud, mismas que se encapsulan en un tubo de aleaciones especiales de zirconio preferentemente hermético que tiene la función de contener los productos formados en la fisión, además de proteger las pastillas de la corrosión y la erosión del fluido refrigerante [CFE, 2004].

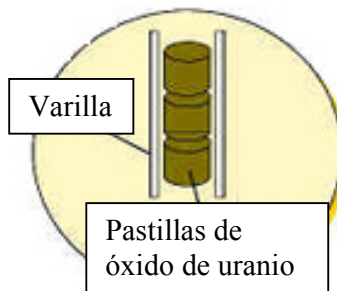


Figura 2.4 Pastilla de óxido de uranio
 [Fuente: *Gobierno de España, 2008*]

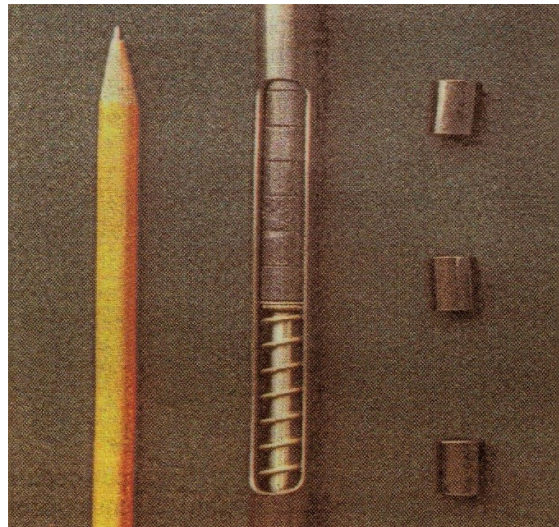


Figura 2.5 Comparación en tamaño de pastilla de óxido de uranio
 [Fuente: *CFE, 2004*]

Existen otros materiales fisibles que pueden usarse como combustible: el plutonio-239 y el uranio-233 que se producen artificialmente a partir del uranio-238 y del torio-232, respectivamente [CFE, 2004].

2.3.1.2 Moderador

Contrariamente a lo que puede sugerir su nombre, el moderador no mitiga la reacción de fisión sino que la hace posible. Existe poca probabilidad de que un neutrón producido en la fisión, que lleva una energía inicial elevada de aproximadamente 1 megaelectrón Volt (MeV) y una velocidad de 20 000 km/s colisione, esta probabilidad puede aumentarse cientos de veces si se frena al neutrón sin absorberlo, a un velocidad de 2 km/s por medio de una serie de colisiones elásticas, con núcleos ligeros como hidrógeno, deuterio o carbón. En esto se basa el diseño de los reactores de fisión empleados para producir energía [CFE, 2004].

Para que pueda hacerlo con eficiencia, el moderador debe reunir ciertas características: que tenga un peso atómico ligero, que no absorba neutrones y que tenga elevada densidad atómica [CFE, 2004].

Entre los moderadores más comunes pueden citarse: el grafito, el agua ligera u ordinaria, y el agua pesada, que es un líquido semejante al agua ordinaria, pero en lugar de tener moléculas formadas por átomos de hidrógeno, está constituida por átomos de un isótopo de dicho elemento llamado deuterio, cuya masa es prácticamente el doble de la del hidrógeno, ya que mientras el núcleo del hidrógeno consta tan sólo de un protón, el del deuterio está formado por un protón y un neutrón [CFE, 2004].

Las sustancias utilizadas como moderadores absorben distintas cantidades de neutrones; por ejemplo, el agua ligera absorbe más neutrones que el agua pesada, por lo que en reactores nucleares se utiliza esta agua como moderador, es necesario para compensar el efecto que la disminución de neutrones tiene sobre el número de fisiones, aumentar el número de átomos de uranio-235, enriqueciendo el combustible [CFE, 2004].

2.3.1.3 Refrigerante

El fluido refrigerante tiene en los reactores nucleares la misma función que el agua que circula por una caldera convencional: evacuar el calor producido por el combustible, para producir vapor [CFE, 2004].

El refrigerante circula entre los ensambles de combustible impulsado por una bomba y debe reunir una serie de características para que pueda cumplir su función en forma satisfactoria: no capturar neutrones, tener un elevado calor específico y no ser corrosivo para los tubos y demás elementos del reactor.

Además del agua ordinaria en los reactores de uranio enriquecido, los fluidos refrigerantes más comunes son:

- Gases; el bióxido de carbono y el helio [CFE, 2004].
- Líquidos; agua pesada en los reactores de uranio natural, sodio fundido en los reactores rápidos, agua ligera en reactores de uranio enriquecido [CFE, 2004; OIEA, 2011].

El fluido refrigerante, tras circular alrededor del combustible se calienta, y es conducido a un intercambiador de calor en el que cede el calor extraído del reactor a otro circuito de agua, produciéndose vapor. En los reactores de tipo agua en ebullición (BWR), el vapor se produce directamente en el reactor [CFE, 2004].

2.3.1.4 Barras de control

Existen dentro del reactor, elementos llamados barras de control (figura 2.6), que se encargan de mantener la intensidad de la reacción en cadena que ocurre en el interior del reactor dentro de los límites deseados y de conformidad con la cantidad de energía térmica que se quiera producir. Estas barras de control se encuentran llenas de cadmio o boro, que tienen la propiedad de capturar neutrones y es así como se establece la función de control. Si se desea disminuir la intensidad de la reacción nuclear ocurrida dentro del reactor, basta con insertar las barras de control entre los ensambles de combustible del núcleo, en la medida de la disminución deseada. Las barras se encargan de capturar gran parte de los neutrones libres, reduciéndose la cantidad de fisiones y por lo tanto la energía térmica producida por el reactor [CFE, 2004].

En caso de querer subir la potencia del reactor (aumentar la intensidad de la reacción nuclear) sólo hay que extraer las barras de control, hasta lograr la potencia deseada [CFE, 2004].

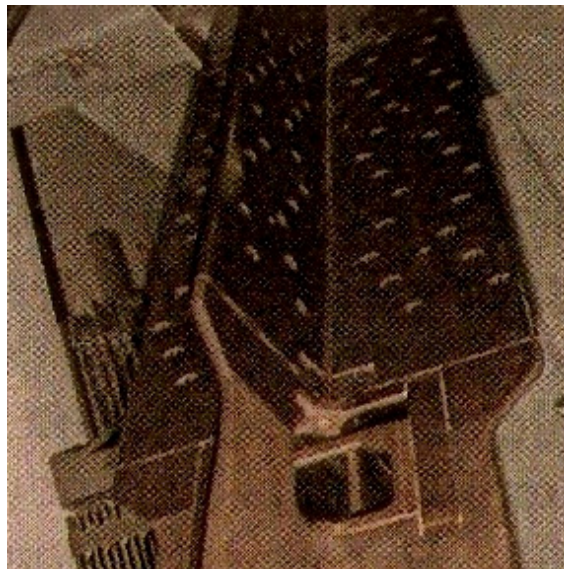


Figura 2.6 Barras de control de reactor BWR
[Fuente: CFE, 2004]

Los distintos combustibles, moderadores, refrigerantes y materiales de control que pueden ser utilizados, combinados en diferente forma, han permitido el desarrollo de muchos tipos de reactores, de los cuales se mencionarán los más importantes en la tabla 2.2 [CFE, 2004].

Tabla 2.2 Principales reactores

Reactores de agua ligera a presión (PWR)
Reactores de agua ligera en ebullición (BWR)
Reactores de agua pesada a presión (PHWR o CANDU)
Reactores enfriados por bióxido de carbono y moderados por grafito (GCR)
Reactores rápidos de cría enfriados por sodio (LMFBR)
AP1000
ABWR
ESBWR (HTGR)

[Fuente: CFE, 2004]

2.3.1.5 Ensamblés del reactor

Un ensamble es un arreglo de varillas de metal, para el caso de la CNLV (Central Nucleoeléctrica Laguna Verde) son de zircaloy 2 para el encamisado y de zircaloy 4 para el canal de combustible (figura 2.7), estos ensambles contienen el material a fisión. Son selladas herméticamente en ambos extremos, en el interior contienen pastillas cilíndricas de dióxido de uranio sinterizado, enriquecido [CFE, 2004].

Los ensambles de combustible (figura 2.8) están montados en una placa soporte y rodeados de un canal de sección cuadrada del mismo metal que las varillas, por donde fluye el refrigerante. Por cada grupo de cuatro ensambles hay una barra cruciforme de control (celda de combustible), que contiene el boro o cadmio encapsulado en placas de acero inoxidable [CFE, 2004].

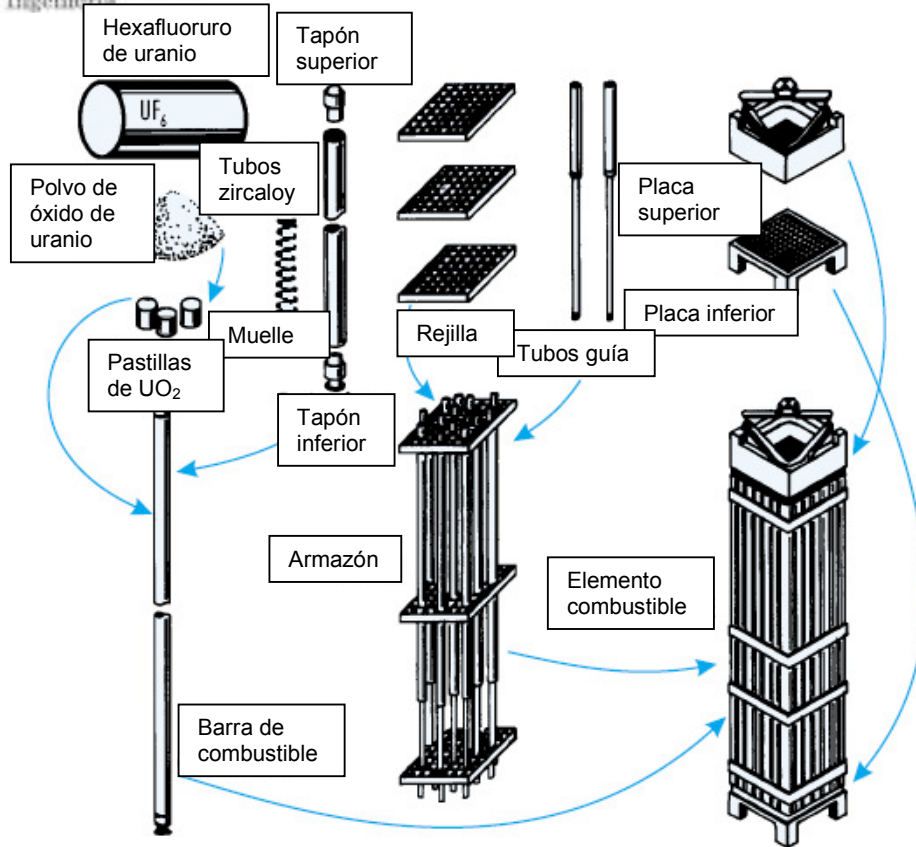


Figura 2.7 Proceso de fabricación de ensamble del reactor
[Fuente: modificado de Casanovas et al., 2000]

Elemento combustible

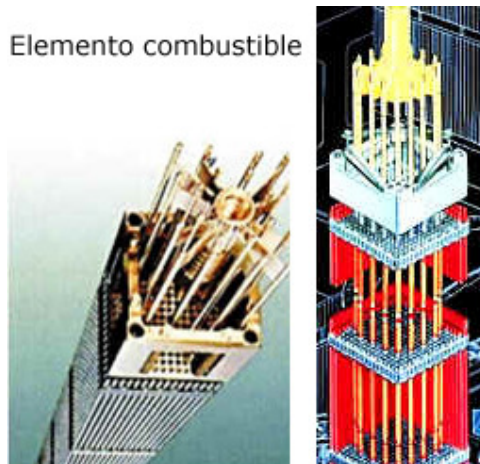


Figura 2.8 Ensamblados de combustible
[Fuente: Gobierno de España, 2008]

2.3.1.6 Turbina

Conjunto de discos provistos de álabes o “paletas” movidas por vapor de agua. El calor obtenido se utiliza para calentar agua en el interior del reactor, produciéndose así el vapor que es utilizado para hacer girar la turbina, éste movimiento es transmitido al generador el cual a su vez transfiere la energía generada a través de un banco de transformadores para ser enviada a la red de suministro eléctrico [CFE, 2004].

2.4 Energía nuclear en el mundo

Actualmente en el mundo la generación de electricidad a partir de energía nuclear es una de las formas más utilizadas (figura 2.9), anteriormente era utilizada como fuente de energía de apoyo para los países, sin embargo, actualmente su uso se ha expandido hasta cumplir con un uso como base para la generación de electricidad (figura 2.10) sobre todo en países que no cuentan con yacimientos de petróleo [World Nuclear Association, 2009].

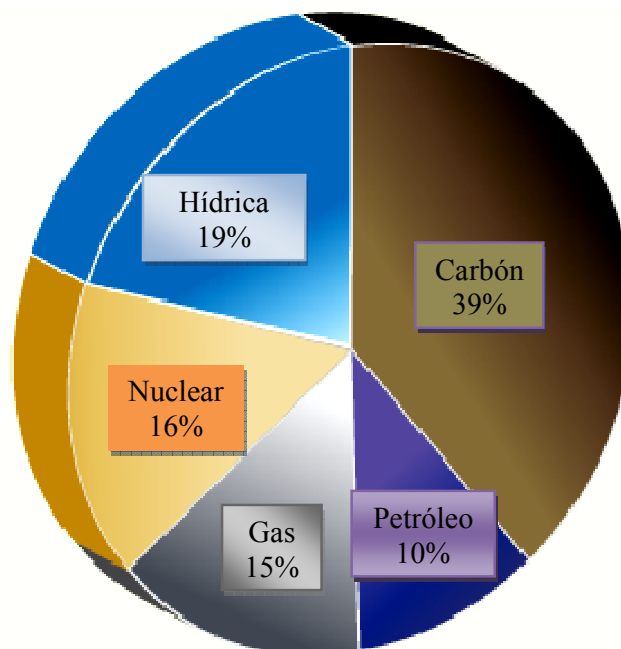


Figura 2.9 Combustible para producción de electricidad en el mundo
[Fuente: modificado de *World Nuclear Association, 2009*]

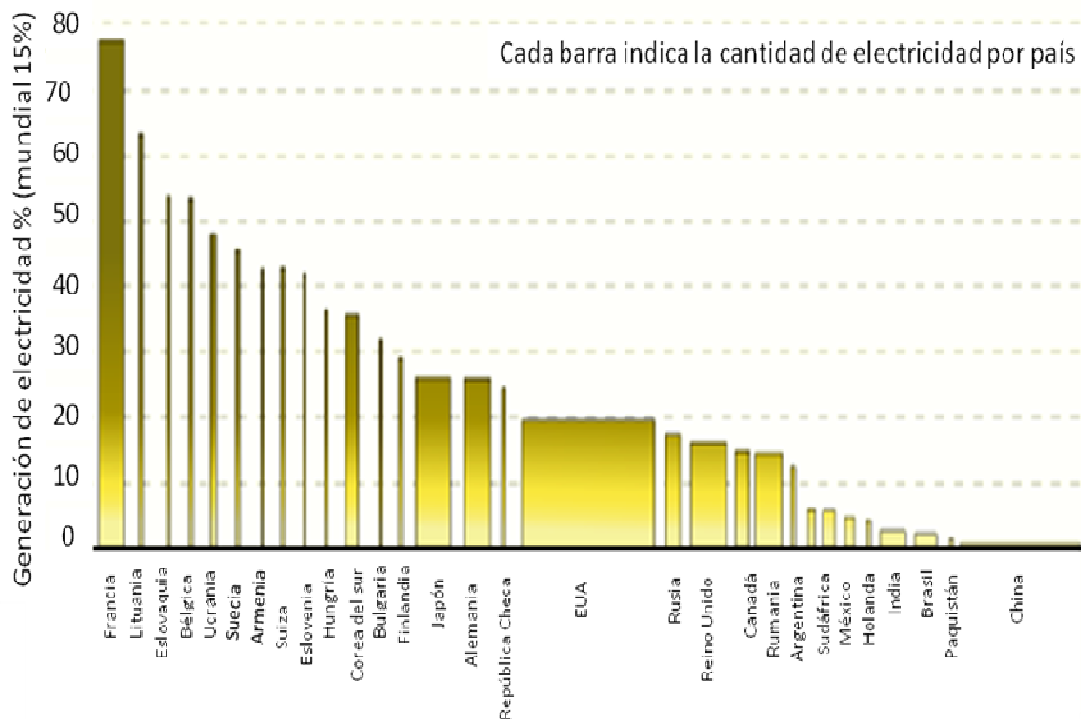


Figura 2.10 Generación de energía nuclear 2007
[Fuente: *World Nuclear Association, 2009*]

En la tabla 2.3 se muestra que actualmente existen 436 reactores nucleares de uso comercial que operan en 30 países, con 372 000 MWe de capacidad total. Estos proveen el 15% de la electricidad en el mundo, usada como potencia de carga además de que su eficacia es cada vez mayor [*World Nuclear Association, 2009*].

Tabla 2.3 Generación de electricidad en el mundo y prospectivas

Generación de energía nuclear 2008		Reactores en operación Mayo 2009		Reactores en construcción Mayo 2009		Reactores planeados Mayo de 2009		Reactores propuestos Mayo de 2009		Uranio requerido 2009
billones KWh	%e	No.	Mwe	No.	Nwe	No.	Nwe	No.	Nwe	toneladas de Uranio
2601	15	436	372 229	45	39 948	112	131 145	276	299 405	65 405

[Fuente: *World Nuclear Association, 2009*]

En la figura 2.11 se muestra la generación de electricidad a base de energía nuclear en algunos países Dieciséis países dependen de la energía nuclear por lo menos un cuarto de su electricidad. Francia recibe alrededor de tres cuartas partes de su energía de la energía nuclear, mientras que Bélgica, Bulgaria, República Checa, Hungría, Eslovaquia, Corea del Sur, Suecia, Suiza, Eslovenia y Ucrania, un tercio o más. Japón, Alemania y Finlandia obtienen

más de una cuarta parte de su energía de la energía nuclear, mientras que en los Estados Unidos una quinta parte de la nuclear. Entre los países que no acogen a plantas de energía nuclear, Italia se acerca al 10% de su energía de nuclear, y en Dinamarca alrededor del 8% [World Nuclear Association, 2009].

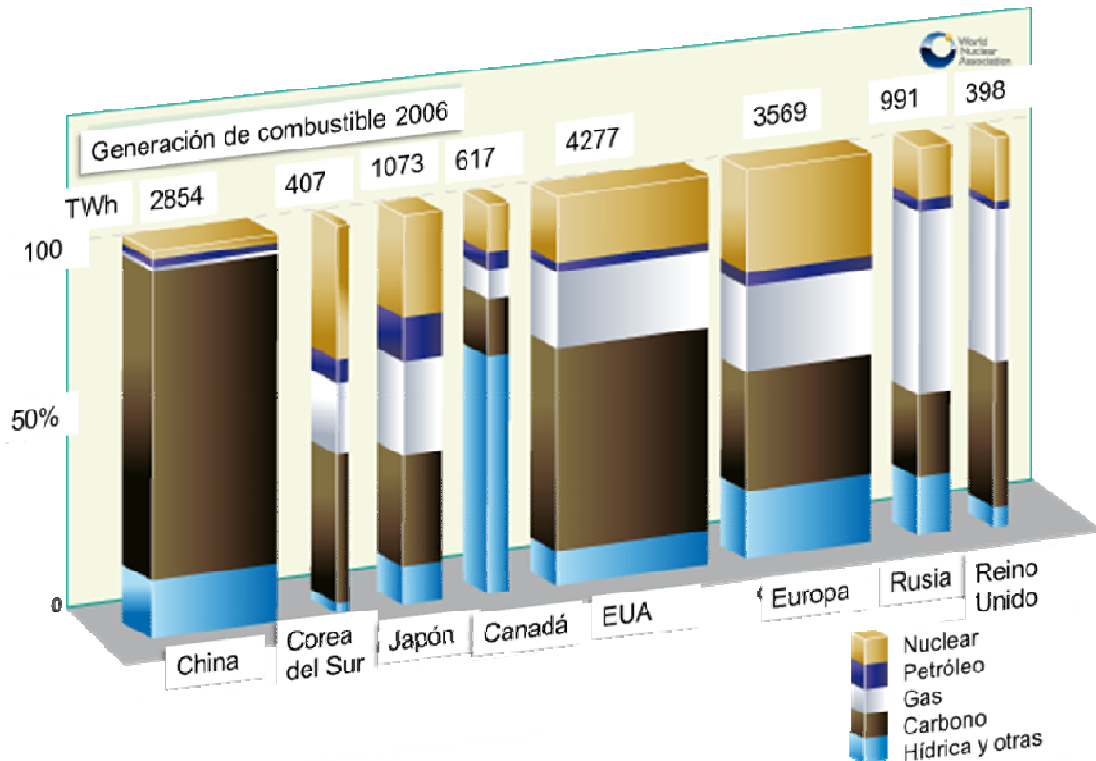


Figura 2.11 Combustible para producción de electricidad en diferentes países [Fuente: modificado de World Nuclear Association, 2009]

2.5 Energía nuclear en México

En México existen 2 unidades de generación de electricidad a través de energía nuclear.

Ambas unidades representan el 2.73% de la capacidad instalada (figura 2.12) de la Comisión Federal de Electricidad, teniendo una contribución a la generación de energía del sistema eléctrico nacional de 4.89% (figura 2.13), para el periodo del 2009 al 2010 se produjeron 236 543 Gigawatts-hora (GWh) [CFE, 2009b]. La CNLV se encuentra ubicada en el Golfo de México con el nombre de Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, está ubicada en la costa de Veracruz. El inicio de operaciones comerciales de la unidad 1 fue en 1990(U1), la unidad 2 en 1995(U2) [CFE, 2008b]. La capacidad actual instalada es de 1 364.88 MW [CFE, 2009b].

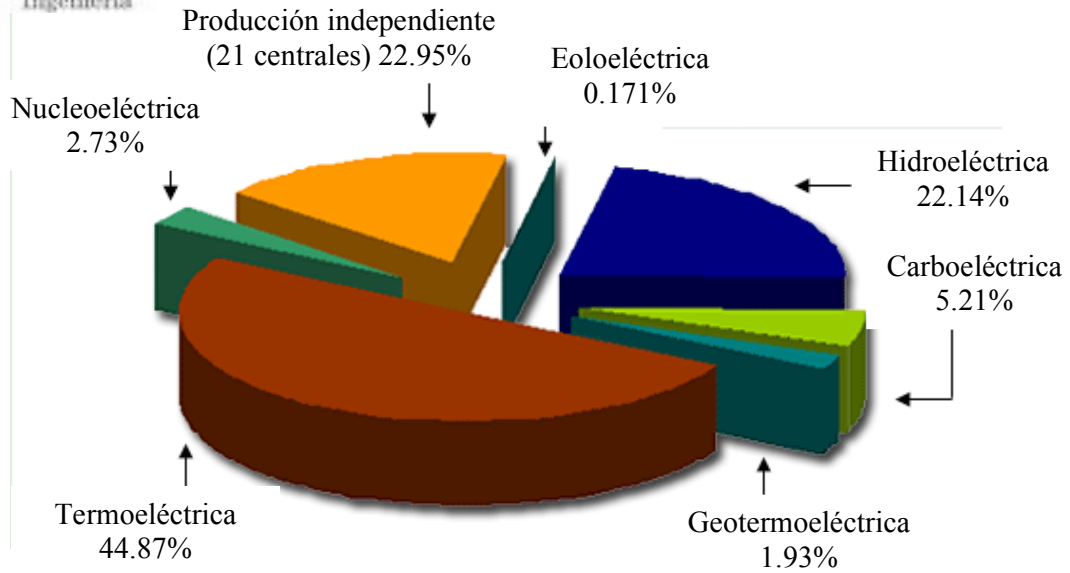


Figura 2.12 Capacidad efectiva instalada de generación
[Fuente: CFE, 2008b]

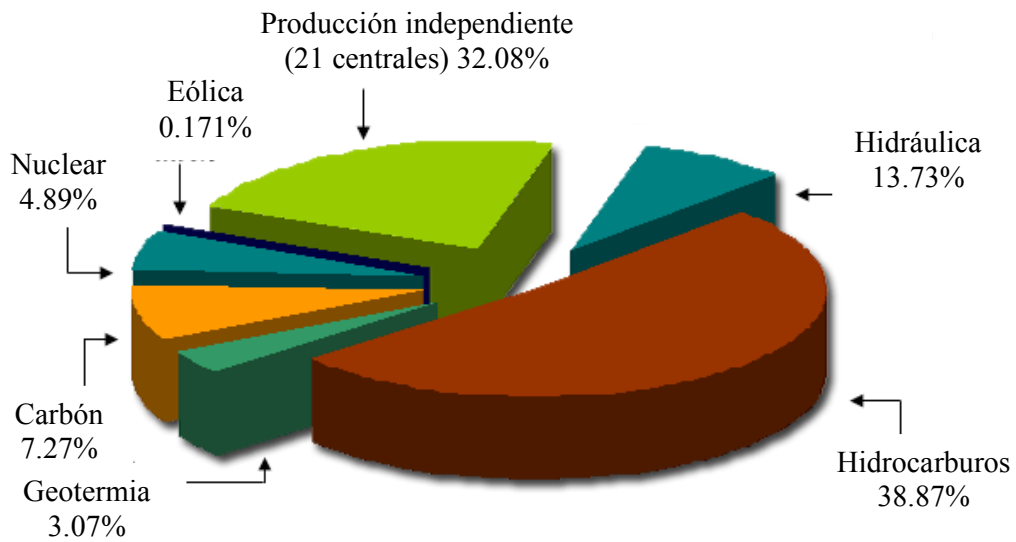


Figura 2.13 Generación por fuente
[Fuente: CFE, 2008b]

La unidad 1 (29/07/1990) ha generado más de 84.5 millones de megavatios-hora desde su inicio de operaciones, con una disponibilidad propia de 83.11% [CFE, 2008b].

La unidad 2 (10/04/1995) ha generado más de 64.6 millones de megavatios-hora a partir del inicio de operaciones, con una disponibilidad propia de 84.8% [CFE, 2008b].

En la tabla 2.4 se muestran las características de la central, como la aportación del año 2008 y la cantidad de uranio requerido para el año 2009.

Tabla 2.4 Producción de electricidad en México

Generación de energía nuclear 2008		Reactores en operación Mayo 2009		Reactores en construcción Mayo 2009		Reactores planeados Mayo de 2009		Reactores propuestos Mayo de 2009		Uranio requerido 2009
billones KWh	%e	No.	Mwe	No.	Nwe	No.	Nwe	No.	Nwe	toneladas de Uranio
9.4	4	2	1,310	0	0	0	0	2	2,000	242

[Fuente: *World Nuclear Association, 2009*]

CAPÍTULO 3 RESIDUOS RADIATIVOS

Los residuos radiactivos son generados de la producción de energía nuclear y por el uso de materiales radiactivos en aplicaciones industriales, investigación y medicina [OIEA, 1994].

Debido a esta vasta gama de usos ha sido reconocida y considerada la experiencia en el campo de la administración adecuada de los residuos radiactivos para la protección de la salud humana y del ambiente.

El Estándar de Seguridad de Residuos Radiactivos (RADWASS por sus siglas en inglés) es un programa de la OIEA cuya contribución ha sido establecer y promover una manera más comprensiva y coherente para la filosofía básica de la administración de los residuos radiactivos y los pasos necesarios para asegurar su implementación [OIEA, 1994].

Así pues, se vuelve necesaria la descripción de las características especiales de los residuos radiactivos, tomando en cuenta las más importantes como son: [Ciencias de la Tierra y del medio ambiente, 2008]:

- La **peligrosidad**. Cantidades muy pequeñas (superior a 0.6 mg/m^3 en un periodo corto) pueden originar dosis de radiación peligrosas para la salud humana. [Ciencias de la Tierra y del medio ambiente, 2008].
- La **duración**. Algunos de estos isótopos permanecerán emitiendo radiaciones miles y decenas de miles de años. [Ciencias de la Tierra y del medio ambiente, 2008].

Se entiende que aunque la cantidad de este tipo de residuos que se producen en un país sea comparativamente mucho menor que la de otros tipos, sus tecnologías y métodos de tratamiento sean mucho más complicados y difíciles [Ciencias de la Tierra y del medio ambiente, 2008].

Por ser un residuo con las características de peligrosidad y duración antes mencionadas, es importante conocer la definición para estos residuos en México y en otros países.

En México un desecho o residuo radiactivo se considera a *“todo aquel material del que no se tenga previsto uso alguno, y que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de radiactividad, mayores a los señalados por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS)”* [NOM-004-NUCL-1994].

En Argentina, la **LEY 25018** en el artículo 3° establece que:

“...se entiende por residuo radiactivo todo material radiactivo, combinado o no con material no radiactivo, que haya sido utilizado en procesos productivos o aplicaciones, para los cuales no se prevean usos inmediatos posteriores en la misma instalación, y que,

por sus características radiológicas no puedan ser dispersados en el ambiente de acuerdo con los límites establecidos...”

En Estados Unidos se entiende por residuo radiactivo:

“Un material radiactivo al final de su ciclo de vida útil o productiva que no es útil y debe ser dispuesto adecuadamente” [traducido de USNRC, 2009].

3.1 Generación de residuos radiactivos durante el proceso de producción de electricidad

En todas las etapas del ciclo del combustible nuclear (figura 3.1) se producen residuos, en mayor o menor volumen, que requieren atención sobre todo en la parte correspondiente a la central nucleoelectrónica. En las primeras etapas del ciclo del combustible se produce una modificación de las concentraciones radiactivas usuales en la naturaleza, pero no una modificación de sus propiedades nucleares [INET-GTZ, 2003]

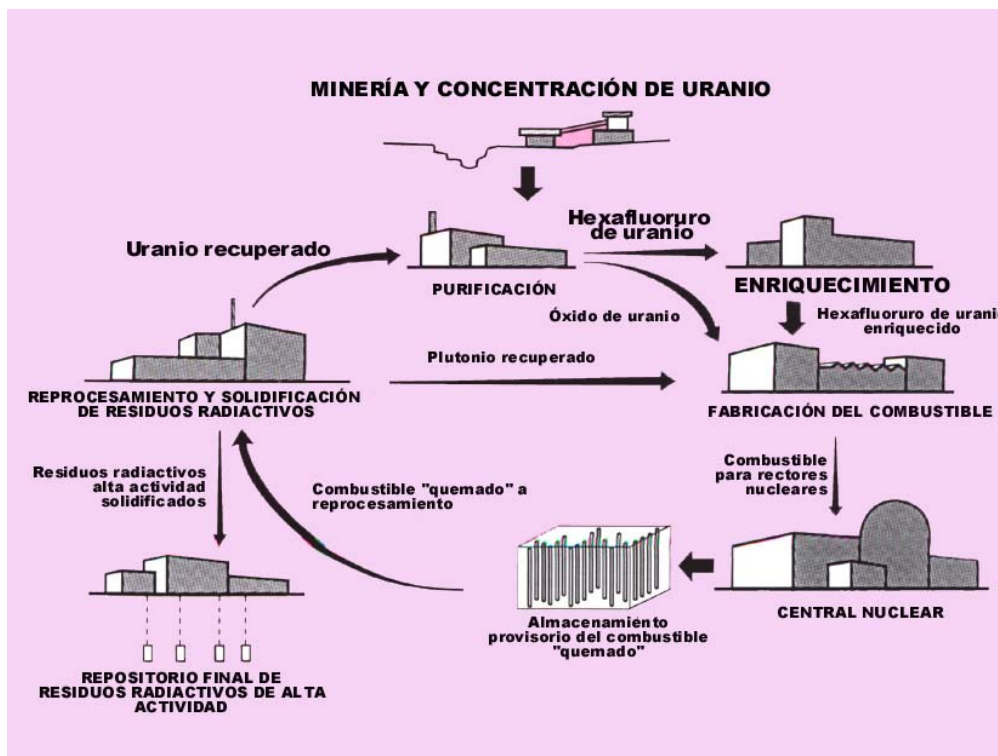


Figura 3.1 Ciclo del combustible
[Fuente: CAEBIS, 2009]

Las diferentes etapas del ciclo de combustible se muestran en la figura 3.2, y a continuación se hace una descripción general de las etapas del proceso.

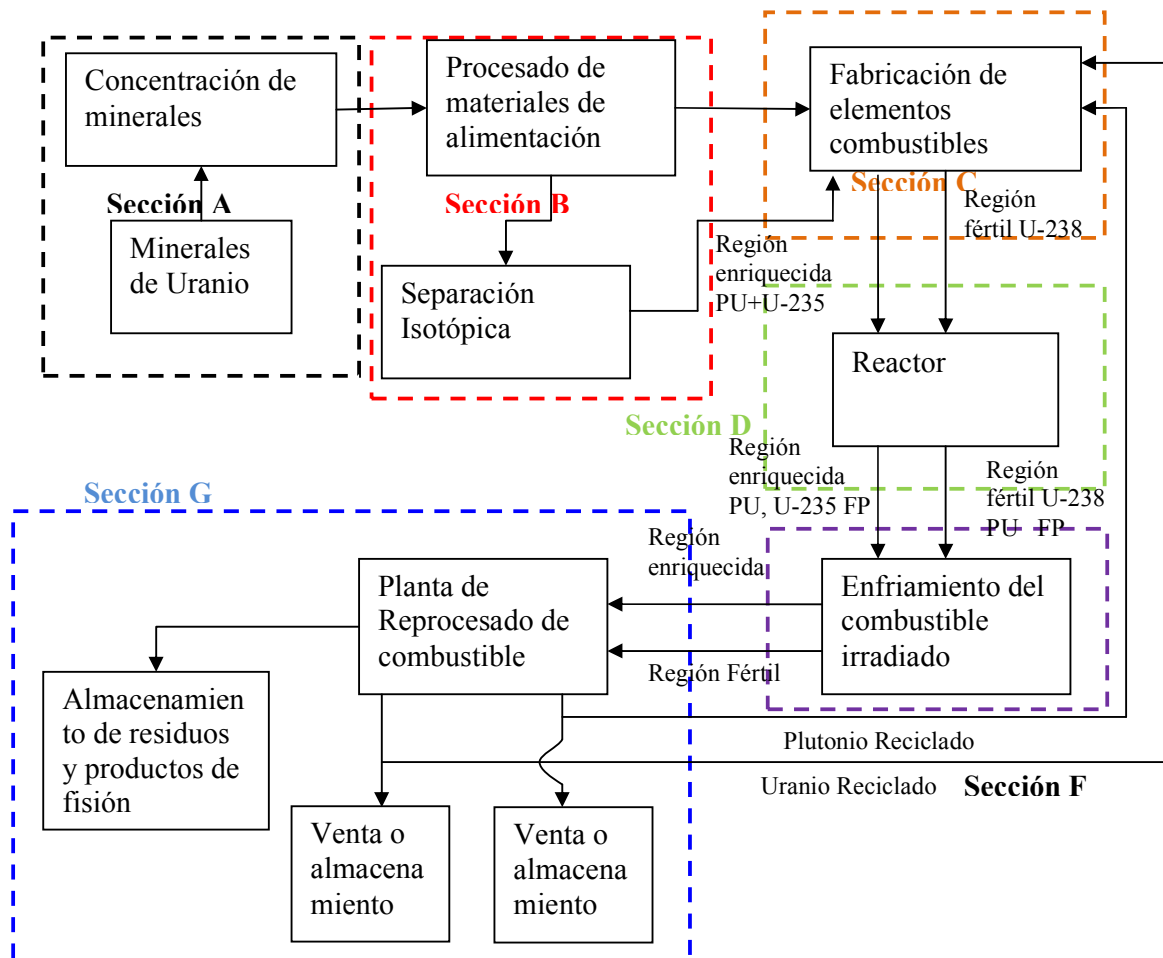


Figura 3.2 Diagrama del ciclo de combustible completo [Fuente: modificado de Glasstone et al., 1990]

Sección A

Beneficio y purificación del mineral

El ciclo se inicia en la exploración y explotación del mineral (ésta última puede realizarse en minas a cielo abierto o subterráneas). El mineral de uranio se convierte en un concentrado de uranio en las plantas de beneficio, las cuales generalmente se instalan en las cercanías de las minas. Se lixivia el mineral y los licores de lixiviación se purifican por intercambio iónico o extracción por solventes, para recuperar finalmente el concentrado, que es la forma en que el uranio se adquiere en el mercado mundial, que puede ser un diuranato de sodio o amonio y tiene una pureza del orden del 85% en U_3O_8 [CFE, 2004].

Sección B

Conversión y enriquecimiento

Este concentrado se envía a las plantas industriales de conversión, donde inicialmente se convierte de (UO_2), para luego ser hidrofluorinado y transformado en tetrafluoruro de uranio (UF_4) que finalmente se hace reaccionar con flúor gaseoso para producir hexafluoruro de uranio (UF_6). Este compuesto reacciona fácilmente con agua y materiales orgánicos, por lo que se envía a las plantas de enriquecimiento en cilindros de acero diseñados para evitar el contacto con aire húmedo. La separación isotópica del UF_6 por difusión gaseosa consiste en bombear este compuesto del uranio a través de una membrana porosa que favorece la difusión selectiva del uranio-235 sobre la del uranio-238 [CFE, 2004].

Sección C

Fabricación de ensamblajes combustibles

El proceso de fabricación de los ensamblajes de combustible se inicia con la conversión química del hexafluoruro de uranio enriquecido, en dióxido de uranio en polvo. Éste se prensa para darle forma de pastillas, a las cuales se les dan diversos tratamientos térmicos y metalúrgicos [CFE, 2004].

El proceso de fabricación continúa con la carga de estas pastillas en tubos de zircaloy (material a base de zirconio) previamente cortados y sellados por la parte inferior. Estos tubos son soldados y se someten a un gran número de pruebas de control de calidad. Antes de que se les cargue con las pastillas, los tubos se someten a un proceso de degasado a alta temperatura que elimina el aire y la humedad. Una vez cargados los tubos con las pastillas y sellados, se inspeccionan por un método de mapeo para la radiación gamma, con lo que se asegura que han sido cargados correctamente [CFE, 2004].

Sección D

Irradiación del combustible

La irradiación del combustible se realiza en el núcleo del reactor, el cual se diseña para poder operar continuamente un lapso de 12 a 18 meses a plena potencia, al término de los cuales la reactividad del núcleo disminuye, por lo que es necesario efectuar un cambio o carga parcial de combustible que restituya la reactividad positiva necesaria del reactor. Casi siempre, los ensamblajes que se reemplazan son los que han agotado su contenido de uranio-235 [CFE, 2004].

Sección F

Final del ciclo de combustible

La parte final de ciclo es el tratamiento de los ensamblajes gastados extraídos del núcleo del reactor, los cuales son almacenados inicialmente en albercas ubicadas en los edificios de los reactores, que proporcionan contención, extracción de calor y vigilancia radiológica para disminuir el riesgo para los operadores de la central y al ambiente [CFE, 2004].

Recién descargado del reactor, el combustible usado es fuertemente radiactivo-“caliente”-, por lo que es preciso dejarlo “enfriar” durante cierto tiempo antes de proceder a su reproceso, especialmente si van a emplearse métodos en

disolución durante el enfriamiento, la actividad decae a un cierto nivel para el que resulta tolerable la descomposición radiolítica de los reactivos del proceso [Glasstone et al., 1990].

Sección G

Disposición de residuos radiactivos

Este apartado es una de las opciones de disposición de los residuos radiactivos los cuales se explicarán de manera más detallada en el apartado 3.3

3.2 Clasificación de los residuos

Existen diferentes formas de clasificar los residuos producidos. A continuación se enumeran los más usuales:

1. Por periodo de decaimiento
2. Por su forma física
3. Por su actividad.

En la práctica, se clasifican en función de las estrategias de gestión [INET-GTZ, 2003], como por ejemplo:

- residuos de alta actividad
- media y baja actividad.

El sistema de clasificación propuesto por la OIEA en 1970 y 1981 consiste en agrupar a los residuos radiactivos en clases:

1. Residuos radiactivos de alto nivel
2. Residuos radiactivos de medio nivel
3. Residuos radiactivos de bajo nivel

Otra clasificación especificada por la OIEA para los residuos radiactivos en función del nivel y duración del residuo se muestra en la tabla 3.1

Tabla 3.1 Clasificación de los residuos radiactivos y su disposición

Clase de residuo	Características	Tipo y procedencia	Sistema de evacuación
I. Actividad alta, periodo largo	<ul style="list-style-type: none"> • Actividad Beta/gamma alta • Actividad alfa significativa • Radiotoxicidad elevada • Gran productor de calor 	<ul style="list-style-type: none"> • Residuos líquidos de alta actividad • Solidificados procedentes de la reelaboración del combustible irradiado (1) • Combustible irradiado (2) 	<ul style="list-style-type: none"> • Formaciones geológicas profundas
II. Actividad intermedia, periodo largo	<ul style="list-style-type: none"> • Actividad Beta/gamma intermedia • Actividad alfa significativa • Radiotoxicidad intermedia • Gran productor de calor 	<ul style="list-style-type: none"> • Vainas del elemento combustible • Piezas metálicas • Residuos líquidos de actividad intermedia (1) • Residuos gaseosos (1) • Residuos de clausura 	<ul style="list-style-type: none"> • Formaciones geológicas profundas
III. Actividad baja, periodo largo	<ul style="list-style-type: none"> • Actividad Beta/gamma baja • Actividad alfa mínima • Radiotoxicidad intermedia • Pequeña producción de calor 	<ul style="list-style-type: none"> • Residuos líquidos de baja actividad y sus productos de solidificación (1) • Residuos emisores alfa (1) • Residuos gaseosos (tratamiento) • Residuos sólidos de baja actividad • Residuos de clausura 	<ul style="list-style-type: none"> • Posible colocación en mina o cavidades • Semejante a la Clase II (inyección en fracturas o en formaciones profundas)
IV. Actividad intermedia, periodo corto	<ul style="list-style-type: none"> • Actividad beta/gamma intermedia • Actividad alfa insignificante • Radiotoxicidad intermedia • Pequeña producción de calor 	<ul style="list-style-type: none"> • Residuos líquidos de actividad intermedia y sus productos de solidificación (1) • Residuos gaseosos (tratamiento) • Residuos contaminados con tritio • Residuos de clausura 	<ul style="list-style-type: none"> • Colocación en minas o cavidades • Trincheras superficiales (inyección)
V. Actividad baja, periodo corto	<ul style="list-style-type: none"> • Actividad beta/gamma baja • Actividad alfa insignificante • Producción de calor insignificante 	<ul style="list-style-type: none"> • Residuos líquidos de actividad intermedia y sus productos de solidificación • Residuos emisores alfa (4) • Residuos de clausura 	<ul style="list-style-type: none"> • Semejante a clase IV
(1) Ciclo cerrado (reelaboración), (2) Ciclo abierto, (3) Centrales Nucleares, (4) Fabricación de combustible			

[Fuente: modificada de OIEA, 1994]

La norma mexicana **NOM-004-NUCL-1994** para la “Clasificación de los desechos radiactivos” señala que los desechos radiactivos se clasifican de acuerdo con la concentración, la actividad y la vida media de los radionúclidos presentes en éstos y su origen, como:

- a) Desechos radiactivos de Nivel Bajo: Clase A, Clase B y Clase C.
- b) Desechos radiactivos de Nivel Intermedio.
- c) Desechos radiactivos de Nivel Alto.
- d) Desechos Mixtos.
- e) Jales de uranio y torio.

El objetivo de la presente investigación se enfoca a los desechos radiactivos de nivel alto, por lo tanto en el siguiente apartado se abordan sus características.

3.2.1 Desechos radiactivos de nivel alto

La OIEA (*Clasificación de residuos radiactivos*, 1994) establece que son considerados como residuos de alto nivel:

- Los líquidos radiactivos, conteniendo principalmente productos de fisión, así como algunos actínidos, que son separados durante el reprocesamiento químico del combustible irradiado.
- Cualquier otro residuo con nivel de radiactividad intenso, suficiente para generar cantidades significativas de calor por proceso de decaimiento radiactivo.
- Combustible gastado de reactores, si es declarado como residuo.

En general son los que emiten altas dosis de radiación. Están formados, fundamentalmente, por los restos que quedan de las varillas del uranio que se usa como combustible en las centrales nucleares y otras sustancias que están en el reactor y por residuos de la fabricación de armas atómicas. También algunas sustancias que quedan en el proceso minero de purificación del uranio son incluidas en este grupo. En las varillas de combustible gastado de los reactores se encuentran sustancias como el plutonio 239 (vida media de 24 400 años), el neptunio 237 (vida media de 2 130 000 años) y el plutonio 240 (vida media de 6 600 años). Se entiende que el almacenamiento de este tipo de residuos debe ser garantizado por decenas de miles de años hasta que la radiactividad baje lo suficiente como para que dejen de ser peligrosos [*Ciencias de la Tierra y del medio ambiente*, 2008].

La norma **NOM-004-NUCL-1994** establece que:

Se clasificarán como desechos radiactivos de Nivel Alto, a todos aquellos que cumplan con alguno de los siguientes criterios:

“El combustible nuclear irradiado en un reactor, cuando se declare como desecho radiactivo.”

“Desechos radiactivos líquidos o sólidos, resultantes del primer ciclo del proceso de extracción por solventes o de algún otro proceso, y los desechos concentrados en subsecuentes ciclos de extracción o de algún otro proceso, en una instalación para el reprocesamiento del combustible nuclear irradiado en un reactor nuclear, y los desechos sólidos resultantes de la solidificación de los desechos líquidos antes mencionados.”

“Algún otro desecho con niveles de radiactividad comparables a los que contienen los indicados en los puntos (6.5.1) y (6.5.2)” de la norma antes mencionada

3.3 Métodos de disposición de residuos radiactivos

La gestión de los residuos radiactivos de manera general se usa para agrupar a todas aquellas actividades que deben ponerse en práctica para asegurar un manejo adecuado de los desechos radiactivos. Las fases de la gestión de los desechos radiactivos incluyen la caracterización, el tratamiento, acondicionamiento, retiro, transporte y almacenamiento [ININ, 2008].

Está fuera del alcance de este trabajo abordar todas las partes de la gestión de los residuos radiactivos, sin embargo, se describe el almacenamiento de estos residuos.

El almacenamiento o disposición constituye la última etapa de la gestión y consiste en el confinamiento de los desechos en una instalación ubicada y construida en forma tal que proporcione una adecuada protección ambiental, térmica, química y física, dentro de lo cual deben incluirse disposiciones para la vigilancia de la seguridad física. Tratándose de sitios de disposición definitiva, el almacenamiento es una fase que puede tener un alcance de muy largo plazo, en el cual el control institucional de un sitio se hace necesario inclusive posterior a su clausura [ININ, 2008].

3.3.1 Disposición de residuos radiactivos de alto nivel

La cantidad de residuos de alto nivel en el mundo, son volúmenes mínimos en proporción con el que se genera en industrias homólogas en la producción de energía eléctrica.

Actualmente la región que produce a nivel mundial la mayor cantidad de combustible gastado es América, principalmente por el aporte del mayor productor de estos residuos que es Estados Unidos de América (ver tabla 3.2).

Tabla 3.2 Total de combustible gastado almacenado

Cantidad total de combustible gastado (1 de Enero de 2003)	
Región	Cantidad (toneladas de metal pesado)
Oeste de Europa	36 100
Este de Europa	27 700
América	83 300
Asia y África	23 900
Total mundial	171 000

[Fuente: traducida de OIEA, 2002]

Como se puede observar en la tabla 3.3 existe una diferencia significativa respecto al combustible almacenado por E.U.A. y México lo cual nos muestra una diferencia importante entre la cantidad de residuos de alto nivel en cada

país así como el número de unidades para la generación de electricidad [U.S.D.E., 2008].

Tabla 3.3 Comparación de Combustible Gastado entre México y E.U.A.

País	Unidades	Cantidad de Combustible Gastado
México	2	U1- 1 461 ensambles U2- 1 143 ensambles
Estados Unidos de América	104	156 500 ensambles almacenados en las albercas de todas las centrales por año (aproximadamente 38.5 toneladas métricas de metal pesado en 7 instalaciones)

[Fuente: CFE-IFAI, 02/09/2009; USDE, 2008; USNRC, 2002]

La cantidad de residuo radiactivo de alto nivel proyectada a nivel mundial se presenta en la tabla 3.4 de la cual se puede observar que para América es una cantidad considerable, la cual debe ser un motivo de interés debido a las afectaciones o beneficios que se pueden tener de este tipo de residuos, y tener opciones para su disposición podrá solucionar una problemática que aún no emerge en México.

Tabla 3.4 Proyección de generación de combustible gastado por regiones mundiales, *10³ toneladas de metal pesado

Región	1997	2005	2010	2015
Oeste de Europa	34.2	40.1	38.9	36.4
Asia y África	12.5	27.6	38.6	50.2
Este de Europa	18.0	31.1	39.4	47.9
Norte y Sur de América	64.6	91.3	108.4	125.9
TOTAL	129.3	190.1	225.3	260.4

[Fuente: traducida de OIEA, 2002]

Al término de un periodo razonable, normalmente 10 años de almacenamiento para la disminución de la radiactividad y temperatura de los residuos radiactivos de alto nivel (figuras 3.3, 3.4), se debe adoptar alguna solución para llevar a cabo la disposición de estos residuos.

Los sitios están diseñados solo para acumular los residuos durante la vida útil de las plantas sin embargo no son instalaciones especializadas que pudieran brindar mayor control de los mismos, adjunto a esto se incrementa de forma considerable el volumen de estos residuos como lo muestra la tabla 3.4, para el 2015 se tiene una proyección mundial aproximada de 260.4*10³ ton de residuos. Por tal motivo algunas de las opciones técnicas se muestran a continuación [Casanovas et al., 2000]:

- a) Considerarlo como un residuo radiactivo de alto nivel y, después de acondicionarlo y encapsularlo en contenedores herméticos inoxidables, evacuarlo por tiempo indefinido en formaciones

- geológicas profundas estables, fuera de todo contacto con la biosfera.
- Almacenarlo por periodos largos, de 30 o 50 años, ya sea en albercas o en almacenes de la central o fuera de ella en un almacén regional. Posteriormente, podría decidirse si se le trata como un residuo radiactivo de alto nivel y se confina en forma definitiva, como en la opción anterior, o se reprocesa, como a continuación se describe.
 - Reprocesarlo, para separar los productos de fisión y recuperar el uranio y plutonio residuales. Estos se pueden usar como materia prima para la fabricación de nuevo combustible de recarga de la propia central, o el plutonio como combustible en los reactores de cría. Esta alternativa de reprocesamiento tiene la ventaja de disminuir hasta 5 veces el volumen de los residuos radiactivos de alto nivel.
 - Transformación por transmutación, alterando el balance de partículas subatómicas, de modo que se lograra la conversión de los radionúclidos en elementos estables. Dicha transformación puede llevarse a cabo en el denominado “amplificador de energía” proyectado para aprovechar la energía procedente de la fisión o transmutación de los actínidos.

TBq Ci
Por tonelada de uranio

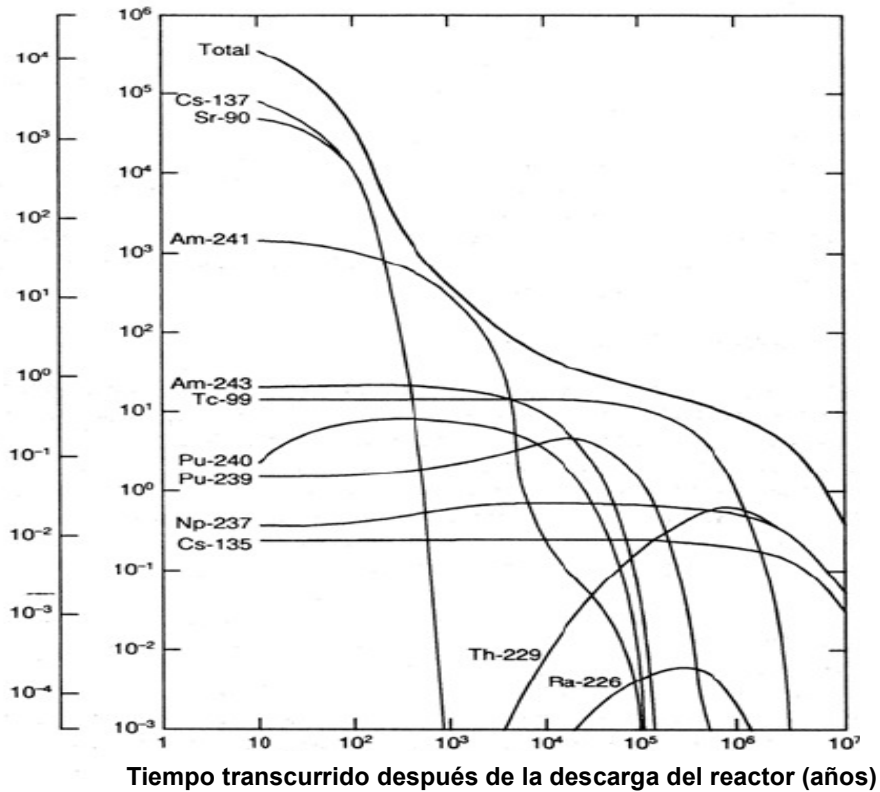


Figura 3.3 Reducción de la radiactividad de algunos isótopos radiactivos en el tiempo
[Fuente: modificado de Casanovas, et al., 2000]

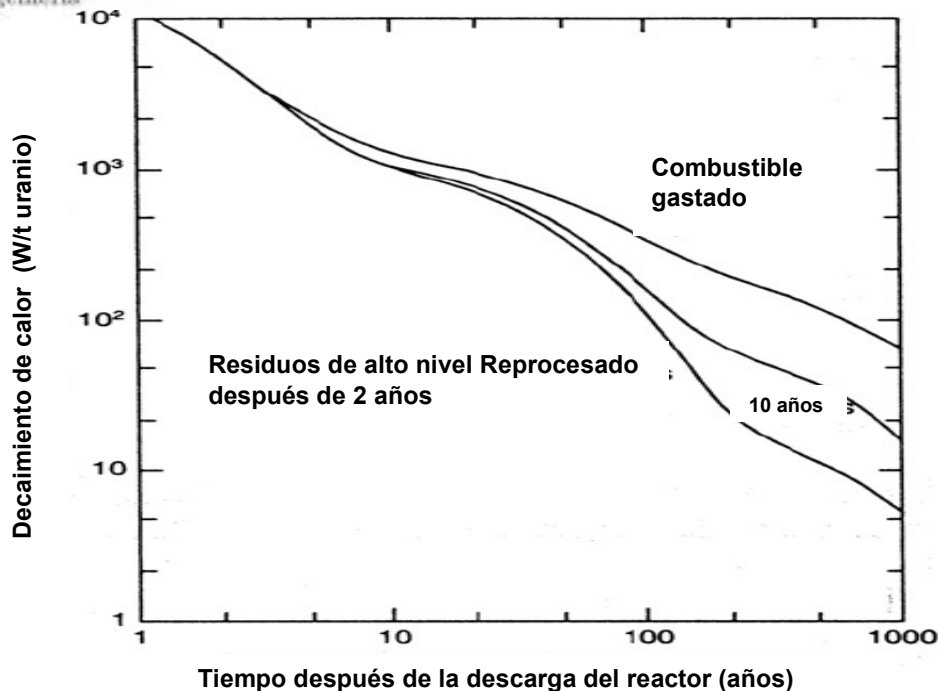


Figura 3.4 Decaimiento de calor en el tiempo
[Fuente: modificado de *Casanovas, et al., 2000*]

A continuación se desarrollan con mayor detalle las alternativas que son factibles para la disposición de los residuos radiactivos de alto nivel.

3.3.1.1 Colocación en formaciones geológicas estables

El objetivo de un sistema de almacenamiento basado en múltiples barreras es mantener a los residuos aislados de la biosfera durante el tiempo necesario para que, por desintegración radiactiva, su radiactividad decaiga a niveles inocuos, a la vez que garantiza que durante dicho periodo, cualquier eventual retorno de los radionúclidos al medio ambiente no supondrá riesgos inaceptables [*Casanovas, et al., 2000*].

Un sistema así concebido, es un conjunto complejo de componentes interrelacionados entre sí, de manera que la seguridad a largo plazo descansa en la actuación conjunta de las barreras [*Casanovas, et al., 2000*].

El sistema de barreras (figura 3.6) pretende suprimir las vías de escape de los radionúclidos al medio ambiente retardando e impidiendo la migración de radionúclidos a través del agua subterránea hacia la superficie (figura 3.5) colocando barreras físicas [*Casanovas, et al., 2000*]:

- Dificultando el acceso de ésta a los residuos y la lixiviación de aquellos
- Mediante su absorción por el material de relleno y por los materiales de la roca receptora
- Retrasando su velocidad de flujo

- A través de la dilución, de modo que, en el peor de los casos, las concentraciones que llegasen a la superficie estuvieran por debajo de los niveles aceptables

El término "almacenamiento geológico" se refiere a la disposición de residuos sólidos radiactivos en una instalación situada en una formación geológica subterránea estable (generalmente varios cientos de metros por debajo de la superficie), a fin de proporcionar aislamiento a largo plazo de los radionúclidos contenidos en los residuos y evitar su liberación a la biosfera. Esta disposición implica que no hay intención de recuperar los residuos, a pesar de que esta posibilidad no está excluida. El almacenamiento geológico se concibe como un método para la eliminación de los residuos radiactivos más peligrosos, incluidos los residuos que generan calor y los residuos de larga vida. Este tipo de residuos incluye el combustible nuclear gastado (si es que se declaró como tal en el país que los genera), residuos de alto nivel (HLW) del reprocesamiento de combustible nuclear, y otros residuos radiactivos que generan grandes cantidades de calor o que contiene concentraciones de radionúclidos de larga vida que no son adecuados para su disposición en las instalaciones cerca de la superficie. No obstante, el tipo de residuos que deban eliminarse en una instalación de almacenamiento geológico será determinado por la política y estrategia nacional para la eliminación de residuos [OIEA, 2011b].

Los objetivos de la disposición geológica según los estándares de seguridad de la OIEA "Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste , Safety Guide No. SSG-14, 2011" son:

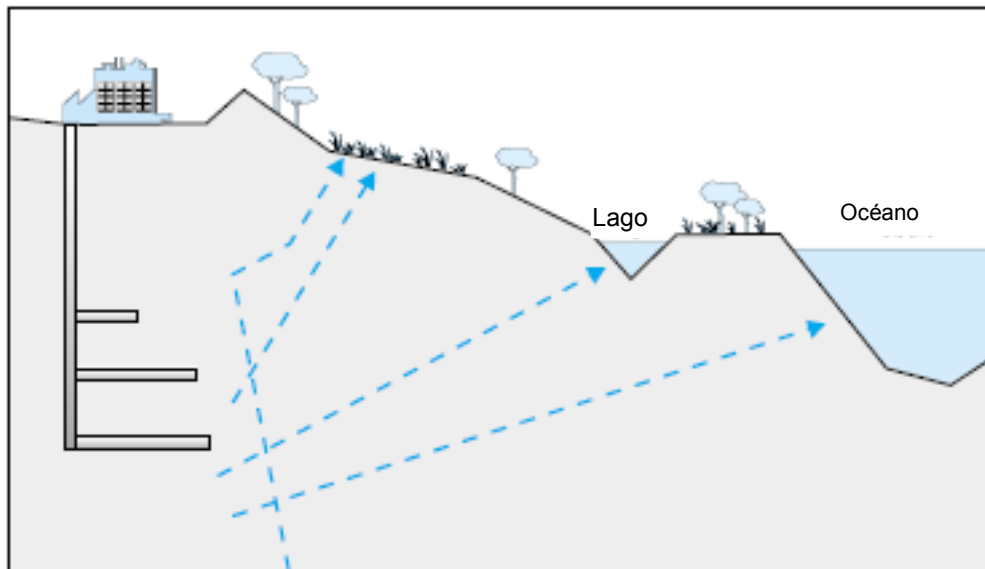
- Contener los residuos hasta que la mayoría de la radiactividad y especialmente, la asociada a radionúclidos de vida corta que se han degradado.
- Aislar los residuos de la biosfera para reducir sustancialmente el riesgo de intrusión humana inadvertida en los residuos.
- Para retrasar cualquier migración significativa de radionúclidos a la biosfera, hasta un momento en el futuro lejano, cuando gran parte de la radiactividad haya decaído.
- Garantizar que ninguna cantidad de radionúclidos que eventualmente llegará a la biosfera sean tales que el posible impacto radiológico en el futuro sea aceptablemente bajo.

Además, es conveniente identificar tres periodos asociados con el desarrollo, funcionamiento y cierre de una instalación de almacenamiento geológico: pre-operacional, operacional y post-cierre. Diversas actividades tienen lugar durante estos periodos, y otras pueden ser realizadas en diversos grados en la totalidad de la vida útil de la instalación [Glasstone, 1990]:

- El periodo *preoperacional* incluye, investigación in situ y la confirmación, el impacto ambiental asociado, selección de emplazamientos, estudios de diseño y desarrollo de los aspectos del caso para la seguridad operacional y de post-cierre de seguridad que se requieren a fin de obtener la autorización para proceder a la construcción de la instalación

de almacenamiento geológico y el inicio de las actividades operacionales.

- El periodo *operativo* se inicia a continuación, en éste los residuos son recibidos en la instalación. A partir de este momento, las exposiciones a la radiación pueden ocurrir como resultado de actividades de gestión de residuos, y éstos están sujetos a control de conformidad con los requisitos de protección radiológica y seguridad. Durante el periodo, las actividades de construcción pueden tener lugar al mismo tiempo que en el emplazamiento de residuos y el cierre de otras partes de la instalación. Estos periodos pueden incluir actividades para la recuperación de los residuos si se considera necesario, antes de su cierre, las actividades a partir de la terminación de la colocación de residuos, y el cierre definitivo y el cierre de la instalación.
- El periodo *postcierre* comienza en el momento en que todas las rutas de acceso desde la superficie están selladas. Tras el cierre, la seguridad de la instalación de almacenamiento geológico se garantiza por medios pasivos inherentes a las características del emplazamiento y la instalación y los paquetes de los residuos. Sin embargo, los controles institucionales, incluidos algunos de vigilancia, podrán continuar con el fin de ofrecer garantía pública al respecto, por ejemplo.



————— Cambios posibles de evacuación de radionúclidos a la biosfera.
 - - - - -

Figura 3.5 Almacenamiento en formación geológica de residuos de alta actividad
 [Fuente: modificado de Casanovas et al., 2000]

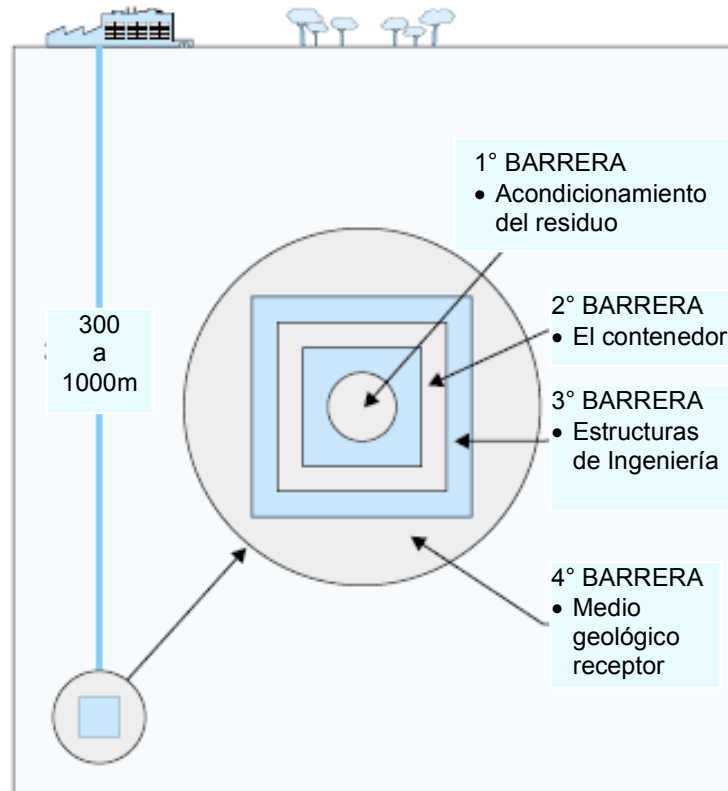


Figura 3.6 Sistema de barreras múltiples
[Fuente: Casanovas et al., 2000]

El confinamiento geológico ofrece una gran estabilidad a largo plazo, asociada a la lentitud de los procesos naturales y el alejamiento de posibles procesos disruptivos asociados al hombre y a la inestabilidad histórica de sus estructuras sociales. En un almacenamiento geológico profundo (AGP), el aislamiento de los residuos de la biosfera se consigue mediante la interposición de una serie de barreras múltiples (figura 3.7), tanto naturales como artificiales y su seguridad a largo plazo se alcanza mediante la aplicación de tres principios básicos [Casanovas et al., 2000]:

- Contención y aislamiento, que permite que los radionúclidos se desintegren antes de entrar en contacto con el hombre y su medio ambiente.
- Retención y retardo, que permite, una vez perdido el confinamiento, limitar las tasas de emisión de radionúclidos, mediante una muy baja disolución del combustible gastado, un transporte muy lento y una alta sorción en el sistema de barreras.
- Condiciones favorables del receptor, que permite limitar las dosis al hombre y al medio ambiente.

Los dos primeros principios básicos de seguridad se consiguen imponiendo criterios y requisitos funcionales al sistema de barreras artificiales y naturales, así como al diseño del almacenamiento profundo. El tercer principio se puede

alcanzar mediante una situación y configuración adecuadas al almacenamiento [Casanovas et al., 2000].

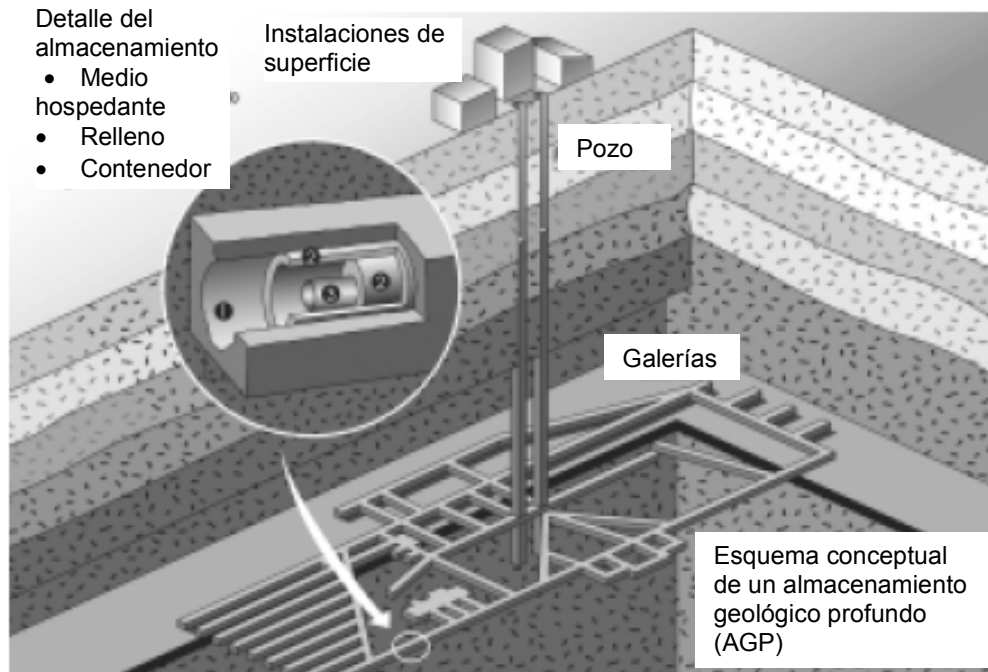


Figura 3.7 Diagrama de almacenamiento geológico profundo [Fuente: modificado de Casanovas et al., 2000]

Los elementos que justifican el almacenamiento definitivo en formaciones geológicas son de cuatro tipos [Casanovas, et al., 2000]:

- Tecnológicas: existen soluciones técnicas viables para diseñar, construir, operar y clausurar un almacenamiento de este tipo con las tecnologías existentes.
- Ambientales y de seguridad: el nivel de protección para el hombre y el medio ambiente, proporcionando un almacenamiento geológico así concebido, es adecuado a corto y largo plazo.
- Éticas: este concepto es compatible con una estrategia de desarrollo sostenible, que requiere que la satisfacción de las necesidades del presente no comprometa la capacidad de las generaciones futuras de satisfacer las suyas. Las generaciones presentes deben ser responsables de la gestión de los residuos que han generado. Las generaciones futuras podrán decidir cómo usar, extender o cambiar el sistema de gestión que les dejemos.
- De buena práctica internacional: el almacenamiento geológico es la opción internacionalmente aceptada por los países inmersos en la problemática de la gestión de los RAA y recomendada por los organismos internacionales (OIEA y AEN/OCDE)

Hay que tener en cuenta que no es posible demostrar ciertos aspectos relativos al comportamiento de los almacenamientos por medio de la experimentación (o comprobación “a posteriori”), ya que habría que esperar miles de años hasta finalizar la experiencia [Casanovas et al., 2000].

Se acondicionan y encapsulan para que se coloque en contenedores herméticos inoxidables y colocarlo por tiempo indefinido en formaciones geológicas profundas estables, fuera de todo contacto con la biosfera [Casanovas et al., 2000].

3.3.1.2 Almacenamiento

El diseño para el almacenamiento de combustible gastado temporal o definitivo, debe incorporar características para mantener la subcriticidad del combustible, para remover el calor residual del combustible y proveer protección a la radiación así como mantener la contención segura durante el tiempo de vida de la central [OIEA, 1994].

Existen varios diseños principales para el almacén de combustible, en húmedo y seco (tablas 3.5, 3.6) los cuales están en operación bajo consideraciones de los países miembros de la OIEA. Algunos diseños difieren, sin embargo, todos son relativamente simples, y tienen por objeto proporcionar la seguridad adecuada por varias décadas. Las operaciones de manipulación y almacenamiento son relativamente sencillas [OIEA, 1994].

Tabla 3.5 Capacidad en operación para almacenamiento de combustibles gastados

Región	AR	AFR húmedo	AFR seco	Total kilo Toneladas de metal pesado (HM)
Oeste de Europa	28.3	32.3	11.3	71.8
Este de Europa	11.9	20.8	1.5	34.2
América	94.7	1.7	8.5	104.8
Asia y África	27.9	3.3	1.7	33.0
TOTAL	162.8	58.1	23.0	243.8

AR: cercano al reactor, AFR: fuera de la ubicación del reactor
 [Fuente: traducida de OIEA, 2003]

Existen dos técnicas utilizadas para el almacenamiento intermedio del combustible gastado: el almacenamiento en albercas y el almacenamiento en seco (bóvedas, contenedores metálicos o de hormigón, etc.) [Casanovas, et al., 2000].

En el almacenamiento en albercas, el agua se contamina con productos de corrosión activados y productos de fisión escapados de elementos defectuosos [Casanovas et al., 2000].

Tabla 3.6 Capacidades en construcción para almacenamiento de combustibles gastados

Región	AFR húmedo	AFR seco	Total kilo toneladas de metal pesado (HM)
Oeste de Europa	3.0	1.0	4.0
Este de Europa	3.0	8.9	11.9
América	---	6.8	6.8
Asia y África	0.5	0.8	1.3
TOTAL	6.5	17.5	24.0

AR: cercano al reactor, AFR: fuera de la ubicación del reactor
[Fuente: traducida de OIEA, 2003]

En la tabla 3.7 se muestra el status de la cantidad de combustible gastado almacenado por región en el mundo.

Tabla 3.7 Estatus de combustible gastado almacenado en regiones mundiales, enero 2003

Región	Cantidad ton MP (metal pesado)
Oeste de Europa	36 100
Este de Europa	27 700
América	83 300
Asia y África	23 900
TOTAL	171 000

[Fuente: traducida de OIEA, 2003]

Existen dos formas de almacenar los residuos radiactivos las cuales se describen a continuación.

■ Almacenamiento de residuos en húmedo

El combustible nuclear gastado de reactores de potencia puede ser almacenado de manera segura en albercas, contenidas en matrices de agua por largo tiempo [Casanovas et al., 2000].

Las principales preocupaciones de seguridad son aquellas que tienen que ver con la contención, subcriticidad, eliminación de calor y blindaje contra la radiación [Casanovas et al., 2000].

Un diseño robusto, adecuada redundancia en los sistemas de suministros y disposiciones específicas en el sitio contra los acontecimientos externos son una práctica común. El efecto de una completa pérdida de agua de refrigeración ha sido identificado como el más grave accidente, otras actividades en la alberca de almacenamiento pueden causar daños mecánicos a los bastidores de almacenamiento o de la alberca en caso de manipulación de los ensambles. Sin embargo, sólo en algunos pocos lugares se han

producido incidentes, debido a que se tiene una nula o insignificante seguridad [OIEA, 2002].

La tendencia en años recientes apunta a un mayor consumo, que corresponde a una mayor incidencia en el enriquecimiento de uranio, lo cual requiere una reconsideración del concepto de criticidad-seguridad [OIEA, 2002].

La disposición se lleva a cabo colocando los elementos combustibles (figura 3.8) en bastidores metálicos que se construyen con una adecuada geometría y separación y añadiendo venenos neutrónicos para evitar problemas de criticidad. Además, existe un sistema de purificación del agua que tiene dos objetivos [Casanovas et al., 2000]:

- a) Mantener la transparencia del agua, facilitando así la manipulación de los elementos combustibles.
- b) Eliminar las partículas sólidas, disueltas y en suspensión, que escapan por difusión a través de las vainas del combustible.

En muchos casos se ha procedido a aumentar la capacidad de las albercas de las centrales, mediante el diseño de bastidores más compactos y en doble capa para aprovechar la profundidad de las piscinas. En la figura 3.9 se muestra un esquema de bastidor compactado para una central con reactores PWR [Casanovas et al., 2000].

Existen además albercas centralizadas fuera de los emplazamientos de las centrales nucleares. Tal es el caso de la instalación CLAB en Suecia, en operación desde 1985, en la que las albercas están construidas en una excavación en roca granítica a poca profundidad [Casanovas et al., 2000].

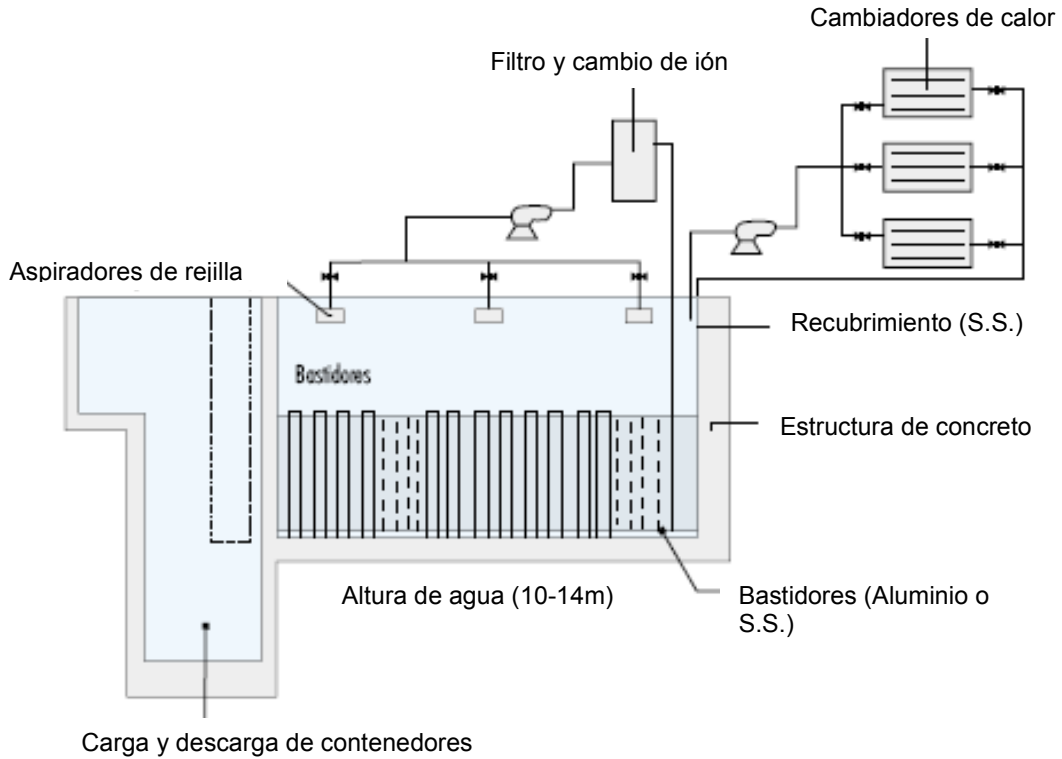


Figura 3.8 Esquema para la disposición de combustible gastado [Fuente: modificada de Casanovas et al., 2000]

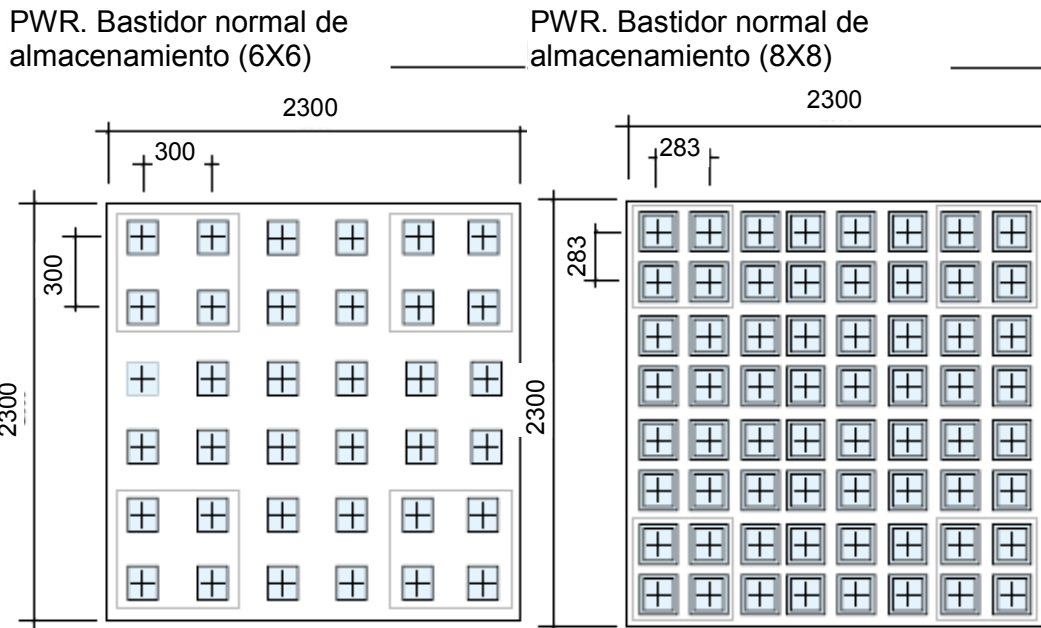


Figura 3.9 Esquema de albercas de almacenamiento de residuos radiactivos de alto nivel [Fuente: modificado de Casanovas et al., 2000]

■ Almacenamiento de residuos en seco

El almacenamiento en seco (figura 3.10) puede ser atractivo no sólo desde el punto de vista económico, sino también por sus importantes atributos de seguridad:

- Refrigeración segura propia por convección natural de aire
- Subcriticidad sin moderación del combustible
- No hay necesidad de tratamiento permanente con agua ni descargas de sustancias radiactivas al ambiente
- Mayor robustez contra el impacto externo y mayor protección por medio de materiales más sólidos.

Las experiencias con el almacenamiento en seco (figura 3.10) han crecido de manera positiva. El almacenamiento en seco- especialmente para combustible almacenado por mucho tiempo en la instalación- ha alcanzado la madurez técnica.



Figura 3.10 Instalación de almacenamiento en seco con tecnología MACSTOR en Canadá [Fuente: OIEA, 2002]

Posteriormente, podría decidirse si se le trata como un residuo radiactivo de alto nivel y se confina en forma definitiva, como en la opción anterior, o se reprocesa, como a continuación se describe [Casanovas *et al.*, 2000].

Existen varias modalidades de almacenamiento en seco, como son el almacenamiento en cámaras, el almacenamiento en cofres de concreto y el almacenamiento en contenedores metálicos [Casanovas *et al.*, 2000].

a) Almacenamiento en cámaras

En este sistema, el combustible gastado es almacenado, normalmente ya encapsulado, en bastidores que posteriormente se tapan con unas losas de concreto. Estos bastidores están situados en el interior de bóvedas construidas con concreto armado, que actúan como protección contra la radiación (blindaje) y contra posibles agentes exteriores, como terremotos, caída de proyectiles, etc. (figura 3.11). Aunque este diseño es sencillo en sí mismo, requiere

instalaciones adicionales para la recepción del combustible y su manejo [Casanovas et al., 2000].

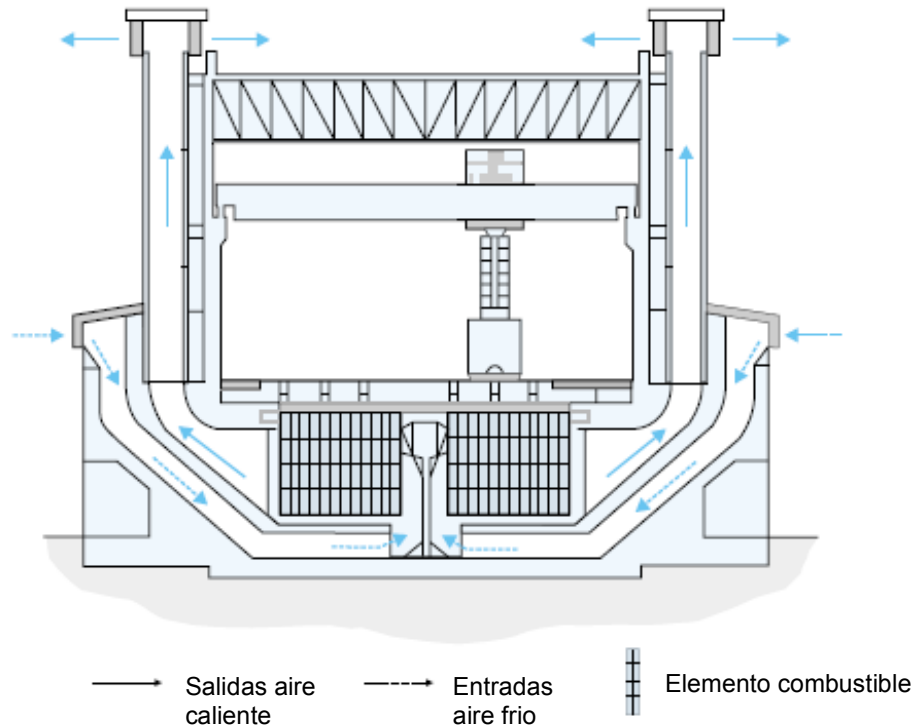


Figura 3.11 Almacenamiento en Cámaras
[Fuente: Casanovas et al., 2000]

Atendiendo al tipo de refrigeración empleado, se presentan dos variantes: refrigeración por convección natural o por convección forzada. La convección natural, al eliminar la necesidad de impulsores y extractores, presenta las ventajas de costes menores y de una mayor fiabilidad operacional del sistema. Un ejemplo de utilización de este concepto de almacenamiento es el del Reino Unido para elementos combustibles tipo Magnox, empleado en reactores de grafito-gas [Casanovas et al., 2000].

b) Almacenamiento en cofres

El almacenamiento en cofres consiste en estructuras de concreto armado de forma cilíndrica para uno o varios elementos combustibles, colocados en posiciones fijas en superficie. En su centro existe una cavidad forrada de acero al carbono, dentro de la cual se encuentra un recipiente metálico sellado de acero inoxidable, que alberga a los elementos combustibles gastados en el interior de una atmósfera de helio. La hermeticidad de la cavidad se consigue con un tapón de blindaje (figura 3.12) [Casanovas et al., 2000].

La propia estructura del cofre constituye el blindaje contra la radiación y el calor se disipa por radiación dentro del recipiente metálico, por conducción a través del concreto y por convección natural en la superficie exterior del cofre.

Este sistema de almacenamiento ha sido desarrollado en Canadá desde 1975 y desde 1978 en Estados Unidos. Presenta las ventajas de bajo coste, versatilidad y construcción según las necesidades [Casanovas et al., 2000].

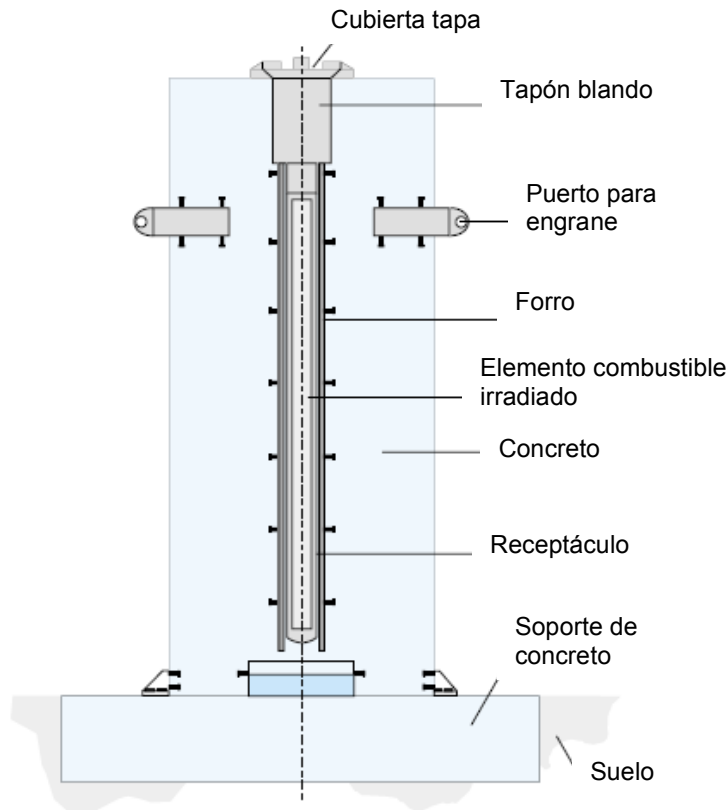


Figura 3.12 Almacenamiento en cofres de concreto
[Fuente: modificado de Casanovas et al., 2000]

c) Almacenamiento en contenedores metálicos

El combustible gastado puede ser almacenado en seco, en contenedores metálicos cilíndricos, que disponen en su interior de bastidores para la ubicación directa del mismo. En estos contenedores se introducen los elementos combustibles directamente en las celdillas interiores o bastidores provistos a tal fin [Casanovas et al., 2000].

El material de construcción puede estar constituido por fundición modular o por acero inoxidable. Ambos tienen buenas características de resistencia mecánica, tenacidad, etc. Un contenedor debe tener unas paredes de espesor considerable (alrededor de 40 cm) como blindaje radiológico. La parte externa del contenedor debe tener aletas longitudinales robustas, con el fin de facilitar, si es necesario, la refrigeración que se realiza por convección natural (Figura 3.13) [Casanovas, et al., 2000].

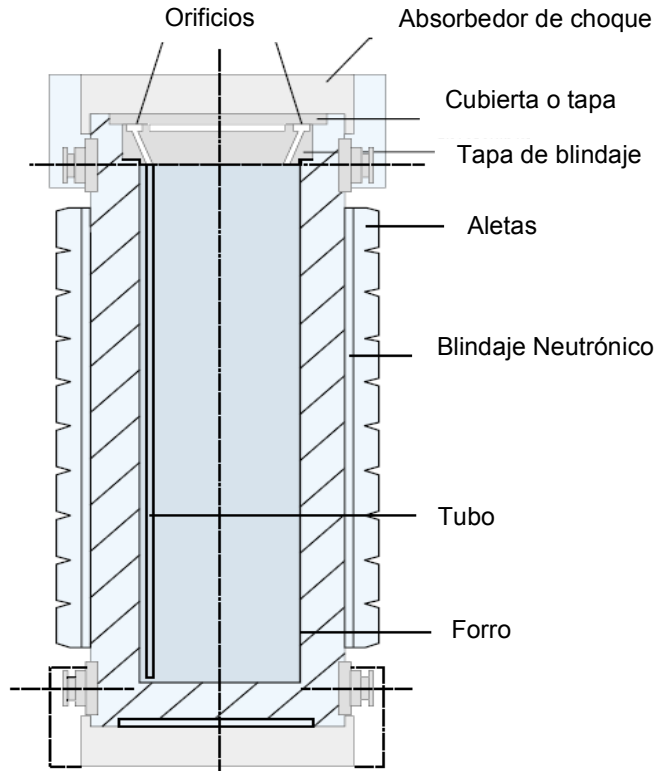


Figura 3.13 Almacenamiento en contenedores metálicos
[Fuente: modificado de *Casanovas et al., 2000*]

Las principales ventajas de este método son las siguientes [*Casanovas et al., 2000*]:

- Es el sistema de almacenamiento que mejor se adapta a las diferentes situaciones que pudieran presentarse.
- No produce efluentes radiactivos.
- Su operación y mantenimiento es más sencillo que el de las piscinas.
- La clausura y desmantelamiento de una instalación de contenedores es sumamente sencilla.

Un ejemplo de utilización es el existente en la central de Surry en los Estados Unidos (ver figura 3.14).



Figura 3.14 Campo de contenedores metálicos en la central de Surry (E.U.A.)
[Fuente: *Casanovas et al., 2000*]

3.3.1.3 Reprocesado

La descarga de los elementos combustibles es debida a varias razones. En primer lugar, la acumulación de productos de fisión y de isótopos de elementos pesados, que actúan como venenos neutrónicos, así como el agotamiento de las especies físiiles, por ejemplo, uranio-235 y plutonio-239, estos pueden disminuir de tal modo la reactividad que dejen de satisfacerse las condiciones de funcionamiento del reactor. Por otra parte las variaciones de forma y dimensiones, producidas como consecuencia de la irradiación continua y de la acumulación de productos de fisión, pueden llegar a limitar el tiempo de permanencia de un elemento combustible en el reactor. Finalmente, diversas causas accidentales- rotura o debilitación de la vaina por choque térmico, fallo de soldaduras, quemado destructivo, corrosión, aumento de fragilidad, etc.- pueden hacer necesaria la sustitución de elementos combustible. Cualquiera que sea la causa, el combustible irradiado de un elemento que se descarga del reactor contiene todavía una cantidad considerable de isótopos físiiles y, a menudo, de especies fértiles [Glasstone et al., 1990].

El objeto principal de la separación es extraer los elementos de uranio y plutonio en formas apropiadas para su utilización posterior, ya sea como combustibles reciclados o como material de alimentación en una planta de enriquecimiento isotópico, o bien en aplicaciones militares. Además, los residuos contenidos productos de fisión pueden ser aprovechados para recuperar determinados isótopos, de valor científico o comercial [Casanovas et al., 2000].

Los procesos necesarios para la separación se muestran a continuación en la tabla 3.8, sin embargo, el proceso principal para llevar a cabo la recuperación de uranio y plutonio es conocido como proceso PUREX (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction) el cual se muestra en la figura 3.15 [Casanovas et al., 2000].

Tabla 3.8 Métodos de separación

Métodos de separación		
Procesos en disolución acuosa	Métodos de volatilización	Procedimientos pirometalúrgicos

[Fuente: Glasstone et al., 1990]

Existe una primera fase, donde los elementos combustibles se fragmentan mecánicamente. La rotura de las vainas deja en libertad gases radiactivos de fisión, como algunos gases nobles (^{85}Kr) y tritio (^3H), que deben ser tratados antes de su emisión a la atmósfera. Posteriormente, ya fragmentados, los elementos combustibles se someten a un proceso de disolución con ácido nítrico con el fin de separar por lixiviación el uranio y el plutonio. Esta separación del uranio y el plutonio existentes en la solución acuosa en medio nítrico, tiene lugar en tres ciclos de extracción con disolventes. En el primer ciclo, se separan conjuntamente el uranio y el plutonio de los productos de fisión y resto de transuránidos. En el segundo y tercer ciclos, se separa el plutonio del uranio, y posteriormente ambos son purificados y concentrados.

En el proceso de extracción, junto a los productos de fisión altamente activos, se obtienen como productos residuales emisores alfa de larga vida (neptunio, americio y curio) junto con pequeñas porciones de uranio y plutonio no reprocesados. Se produce también una cantidad importante de residuos de baja y media actividad (resinas, filtros, residuos de descontaminación, lavado, etc.), que se inmovilizan en aglomerantes hidráulicos [Casanovas et al., 2000].

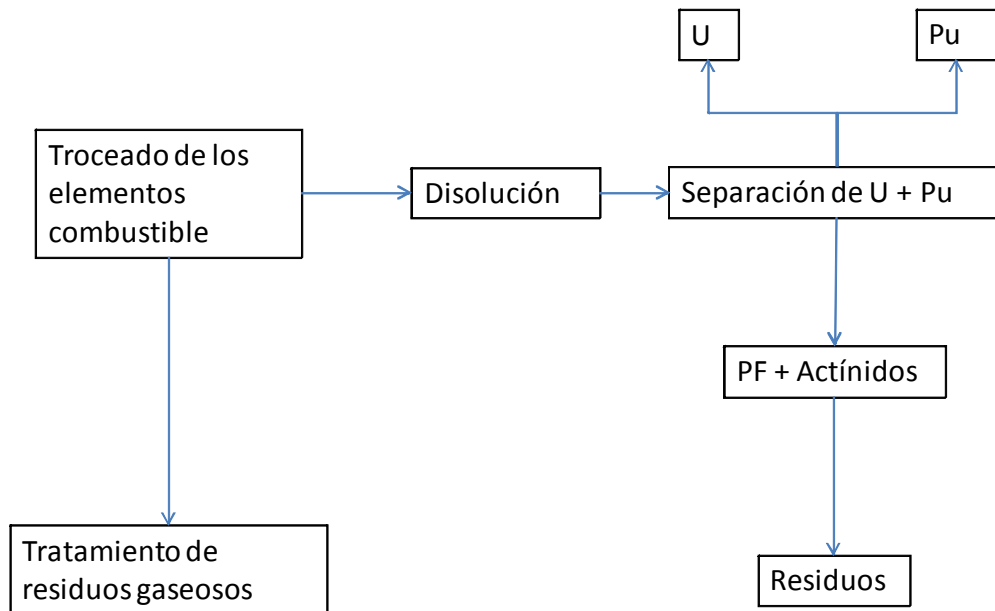


Figura 3.15 Proceso PUREX
[Fuente: Casanovas et al., 2000]

Los residuos procedentes del reproceso constan de una fracción sólida, constituida por los trozos de vaina de las varillas del combustible, y una fracción líquida, procedente del primer ciclo de extracción del PUREX.

Antes de su inmovilización en cemento o bitumen, los residuos sólidos pueden ser sometidos a técnicas de reducción de volumen (p.ej. compactación), en celdas especialmente diseñadas, provistas de blindaje radiológico y operación a distancia. La mayor parte de los residuos del reproceso se presentan, sin embargo, en estado líquido. Estos residuos líquidos suelen concentrarse por evaporación antes de su almacenamiento temporal, en depósitos de doble pared de acero inoxidable y de alta estanqueidad, colocados en celdas de hormigón. Estos depósitos de almacenamiento están provistos de un sistema de refrigeración para evacuar el calor residual. Tras este periodo de almacenamiento en forma líquida, los residuos deben inmovilizarse mediante procesos de inclusión en matrices sólidas [Casanovas et al., 2000].

En el caso de los residuos líquidos de baja y media actividad, los métodos de solidificación con cemento son adecuados, puesto que los radionúclidos presentes en estos residuos son generalmente de vida corta, y el producto sólido obtenido puede garantizar su inmovilidad durante los periodos requeridos. Sin embargo, en el caso de los residuos de alta actividad, el

producto resultante de la solidificación, con vistas al almacenamiento definitivo, debe reunir una serie de características que garanticen una integridad duradera, como [Casanovas et al., 2000]:

- a) Estabilidad química, es decir, alta resistencia a la corrosión y disolución y baja lixiviación de los materiales radiactivos incorporados.
- b) Estabilidad frente a la radiación, es decir, que las modificaciones de las propiedades químicas y mecánicas por las radiaciones debidas a la desintegración de los radionúclidos, sean pequeñas.
- c) Estabilidad térmica, es decir, también deben ser pequeñas las modificaciones de sus propiedades químicas y mecánicas dentro del intervalo de temperaturas que pueden darse por el “autocalentamiento” del producto bajo las condiciones del almacenamiento.

Todas estas propiedades son satisfechas por algunos tipos de vidrios, entre los que destacan los vidrios de *borosilicato* como los más utilizados.

El *proceso de vitrificación* consta de una serie de operaciones que incluyen su concentración por evaporación, secado, calcinación y formación de vidrio. Los calcinados se obtienen por evaporación de los residuos líquidos hasta su sequedad total y posterior calefacción a temperaturas comprendidas entre 400 y 900 °C. Posteriormente, el producto calcinado se funde con los aditivos necesarios para la formación del vidrio a temperaturas entre 1000 y 2000 °C. El enfriamiento y solidificación de la masa fundida produce la formación del vidrio. Una vez formado el vidrio que contiene los residuos de alta actividad, se introduce en unos contenedores de acero inoxidable, que una vez llenos son cerrados por soldadura de la correspondiente tapa. Estos contenedores pueden llevar un revestimiento interior de plomo y otro externo de titanio (figura 3.13).

Posteriormente, estos contenedores se almacenan en la misma planta de reproceso en cámaras refrigeradas por aire (en convección forzada), durante un periodo no inferior a 30 años. Transcurrido este tiempo, la producción de calor de los residuos vitrificados habrá disminuido lo suficiente para permitir su almacenamiento definitivo [Casanovas et al., 2000].

En un elemento combustible gastado se puede encontrar una compleja mezcla de isótopos radiactivos, compuesta principalmente por [Casanovas et al., 2000]:

- *Actínidos* que se generan cuando el U-238 captura los neutrones producidos en la desintegración del U-235. Los más importantes son el plutonio (Pu) y los llamados actínidos minoritarios: neptunio (Np), americio (Am) y curio (Cu).
- *Los productos de fisión* generados por la fisión del U-235 y sus correspondientes descendientes
- *Los productos de activación* que se originan por la irradiación de neutrones sobre las vainas de zircaloy que contienen el combustible y

sobre el resto de materiales estructurales de los elementos combustibles y sus impurezas.

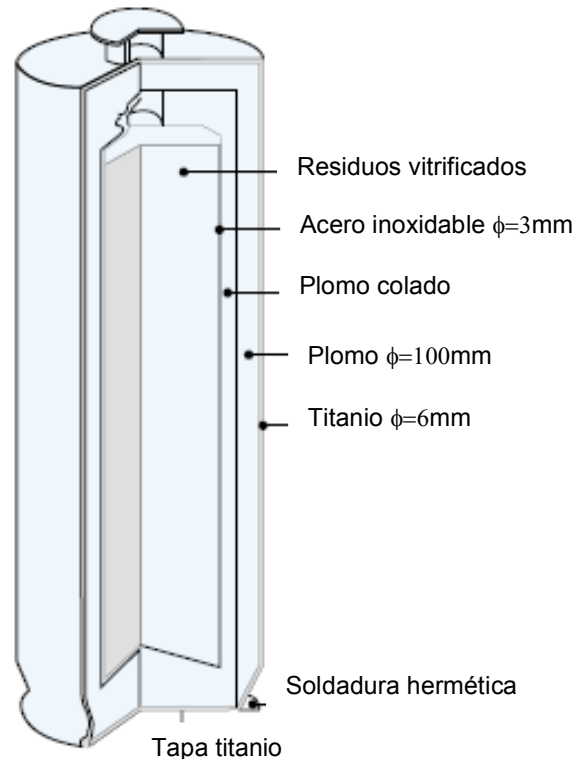


Figura 3.16 Contenedor para residuos vitrificados de alta actividad
 [Fuente: Casanovas et al., 2000]

Estos últimos no contribuyen significativamente al inventario radiotóxico del combustible gastado, sin embargo, el riesgo radiológico potencial viene determinado, principalmente, por los actínidos, y por los productos de fisión de vida larga [Casanovas et al., 2000].

Es importante llevar a cabo la transformación (transmutación) de los actínidos, así como algunos productos de fisión presentes en los combustibles gastados, con el objeto de disminuir el inventario radiotóxico de los residuos radiactivos de alta actividad antes de su almacenamiento definitivo [Casanovas et al., 2000].

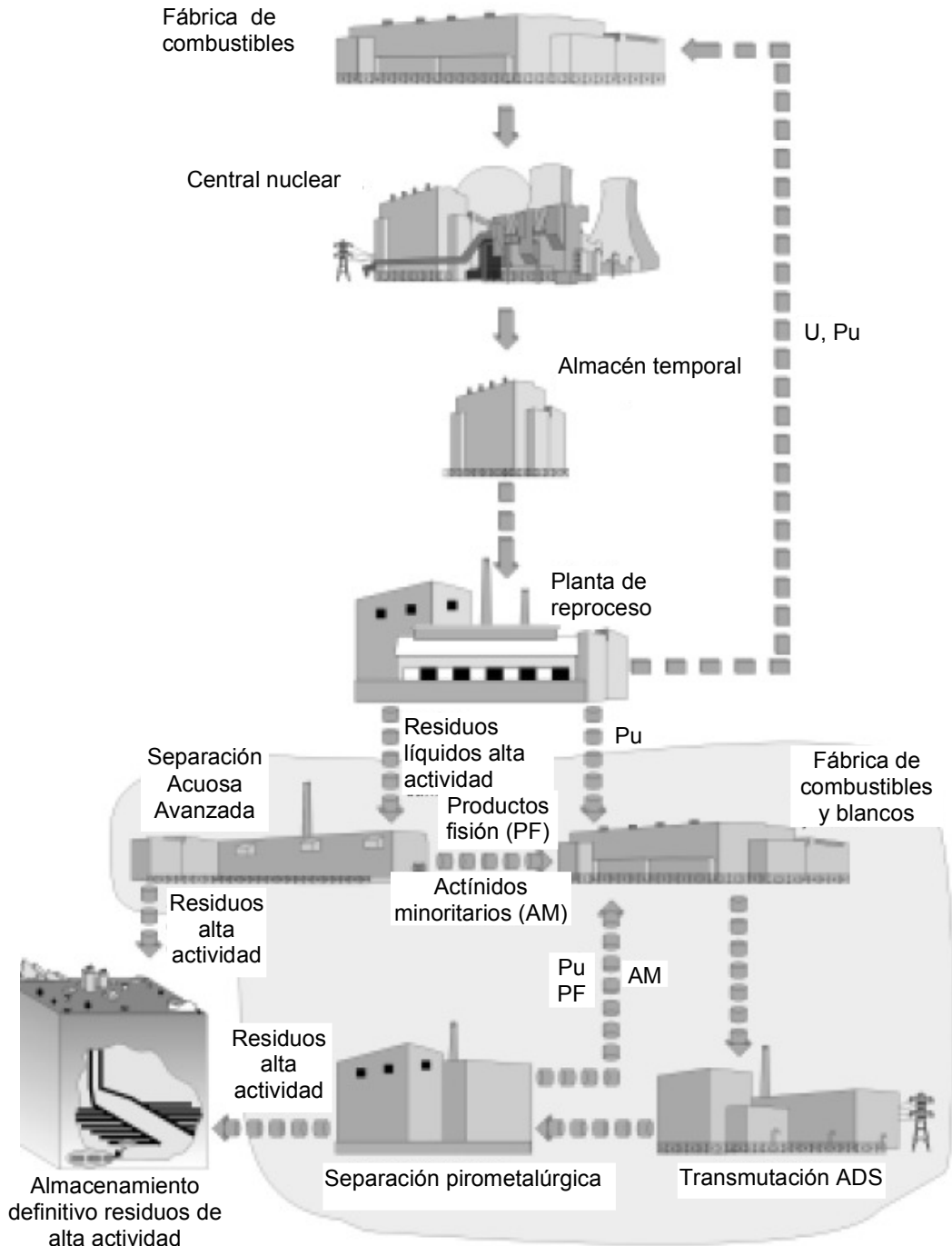


Figura 3.17 Reproceso de uranio
[Fuente: modificado de *Casanovas et al., 2000*]

3.3.1.4 Transformación por transmutación

Otra forma de disposición de los residuos que es factible es la transmutación. Cualquiera que sea su viabilidad futura, la transmutación requiere la realización de una serie de actividades previas, conocidas genéricamente como separación, que están basadas en una compleja serie de operaciones químicas y/o metalúrgicas, cuyo objetivo es separar de forma selectiva, individualmente o

por grupos, los diversos radionúclidos de vida larga presentes en los elementos combustibles gastados que periódicamente son descargados de los reactores nucleares en operación [Casanovas et al., 2000].

Mediante un análisis científico profundo se puede comprobar que, para reducir el inventario radiotóxico, la transmutación debe dirigirse, en primer lugar, al plutonio, a continuación a los actínidos minoritarios y finalmente a los productos de fisión de vida larga (Tc-99, I-129, Cs-135, Cs-137, Zr-93) [Casanovas et al., 2000].

El actual reproceso del combustible gastado separa, como se ha indicado anteriormente, por vía acuosa, el uranio y el plutonio remanentes (PUREX: *Plutonium and Uranium Recovery by Extraction*) [Casanovas et al., 2000].

Partiendo de estos residuos líquidos que contienen más del 99% de los productos de fisión no gaseosos y los actínidos minoritarios, la separación de algunos de estos radionucleidos se puede considerar como un reproceso avanzado (Figura 3.14). Así, en el propio proceso PUREX se puede extraer el I-129, el neptunio y el zirconio y el 80-90% del tecnecio 99. En cuanto a la separación del americio y el curio, se están desarrollando otros tipos de disolventes que los separan conjuntamente con los lantánidos. El proceso SESAME basado en la separación electrolítica del americio parece el más avanzado. Por último, comentar que el organismo CRIEPI (Japón) está estudiando con profundidad procesos pirometalúrgicos de separación [Casanovas et al., 2000].

La operación anterior a la transmutación es la conversión de los elementos químicos, previamente separados, en formas sólidas adecuadas, es decir, combustibles o blancos de irradiación. Estos pueden ser combustibles como óxidos (MOX-Am), aleaciones metálicas (Pu, Am-Zr), barras de Tc-99 en forma metálica e ioduros metálicos para el I-129 [Casanovas et al., 2000].

La transmutación (figura 3.18) propiamente dicha se puede realizar mediante fisión o por captura neutrónica, comprobándose que es necesario un flujo elevado de neutrones de alta energía, por lo que los proyectos están encaminados a los reactores rápidos y a los sistemas accionados por aceleradores de partículas, -protones de alta energía (Accelerator Driven System, ADS). Estos protones inciden sobre núcleos de un metal pesado (Plomo) y, mediante el proceso de espalación, se generan neutrones de alta energía. Estos neutrones inciden sobre núcleos de actínidos (plutonio y americio), produciendo su transmutación por fisión y nuevos neutrones, algunos de los cuales inciden sobre núcleos de vida larga (yodo y tecnecio), produciendo su transmutación por captura neutrónica y convirtiéndose en isótopos estables (Xenón y Rutenio) [Casanovas et al., 2000].

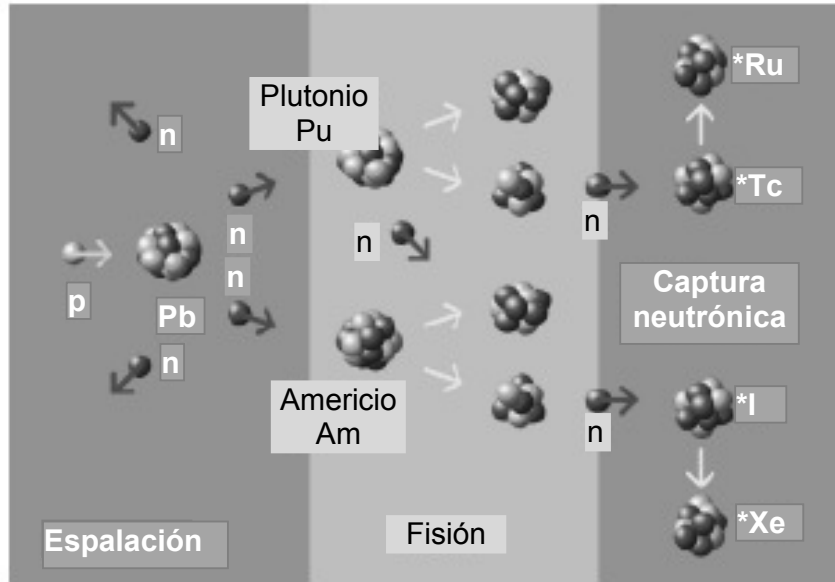


Figura 3.18 Proceso de transmutación
[Fuente: modificado de *Casanovas et al., 2000*]

Debe indicarse, sin embargo, que en base a los conocimientos actuales, la separación y transmutación de ciertos radionúclidos de vida larga debe ser considerada como una etapa complementaria, no como una alternativa al almacenamiento definitivo en una formación geológica [*Casanovas et al. 2000*].

CAPÍTULO 4 ANÁLISIS DE RIESGOS

En este capítulo se desarrolla la metodología para realizar el análisis de riesgos referente a la alberca de combustible gastado de la Unidad 1 ubicada en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (CNLV).

Existen 5 tipos de riesgos principales que es posible evaluar, los cuales se presentan en la figura 4.1 [Kolluru et al., 1998]. En el presente trabajo se analiza el riesgo asociado a la seguridad para el caso de la CNLV.

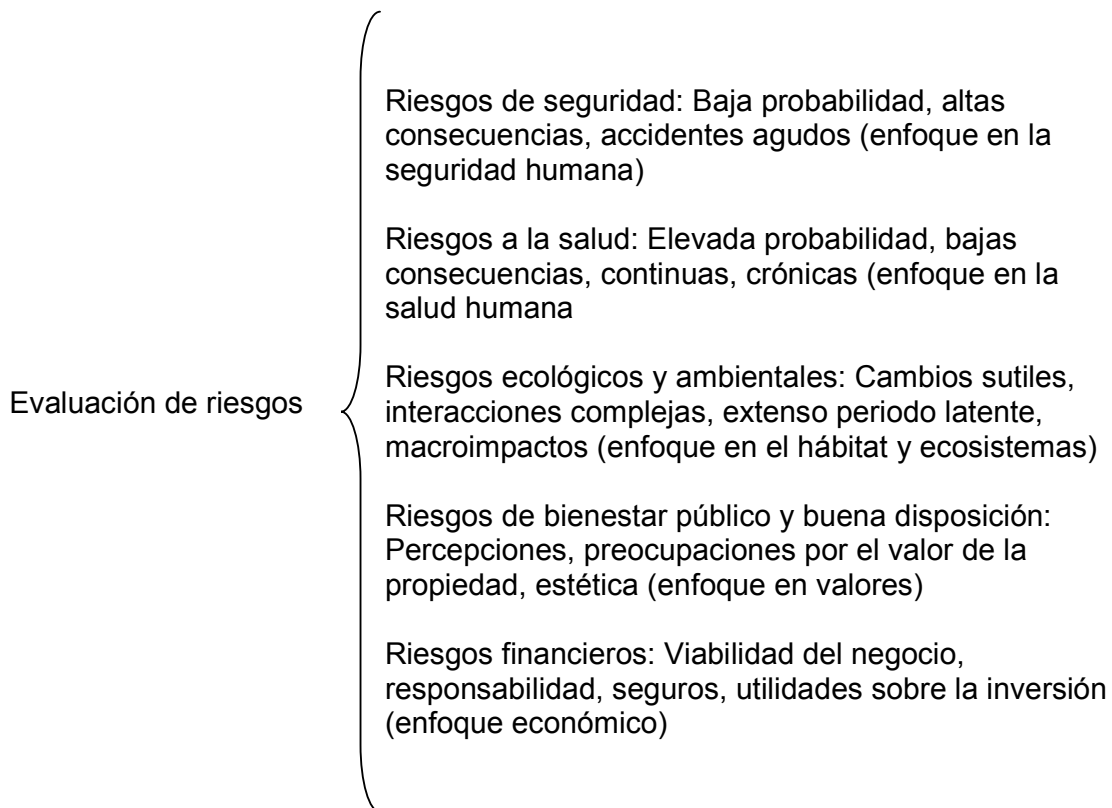


Figura 4.1 Principales tipos de evaluación de riesgo y su enfoque
[Fuente: modificado de Kolluru et al., 1998]

Por lo general los riesgos de seguridad, son accidentes de baja probabilidad, de alto grado de exposición y de graves consecuencias con efectos agudos inmediatos. El tiempo de respuesta es crítico y las relaciones de causa-efecto son evidentes. El enfoque está en la seguridad humana y la prevención de pérdidas, básicamente dentro de los límites del centro de trabajo [Kolluru et al., 1998]. En la tabla 4.1 se muestra una sinopsis de la evaluación de riesgos en función de la seguridad.

Tabla 4.1 Panorama general de los riesgos de seguridad

Seguridad
1) Identificación del peligro: materiales, equipo, procedimientos, por ejemplo, tamaño de inventarios y ubicación, flamables, materiales reactivos o altamente tóxicos y acontecimientos de inicio, por ejemplo, mal funcionamiento de equipo, error humano, falla de contenedores.
2) Estimación de probabilidad/frecuencia de las causas. Posibilidad de iniciación/propagación de acontecimientos y accidentes por causas internas y externas.
3) Análisis de consecuencias: naturaleza, magnitud y probabilidad de efectos adversos, por ejemplo, incendios, explosiones, liberación súbita de materiales tóxicos, meteorología, receptores.
4) Evaluación de riesgos: integración de probabilidades y consecuencias para la expresión cuantitativa de los riesgos de seguridad; revisión de sistema aceptable.
5) Puntos finales típicos: muertes, heridas (seguridad de obreros y público), pérdidas económicas.
6) Aplicaciones típicas: seguridad de proceso químico y petroquímico transporte de materiales peligrosos, Administración de Procesos de Seguridad OSHA, programas de administración de riesgos.

[Fuente: *modificado de Kolluru et al., 1998*]

4.1 Metodología

La metodología adaptada para el análisis de riesgos se muestra en la figura 4.2. y se complementó con información de las *Guías Técnicas: Métodos cualitativos para el análisis de riesgos y Metodologías para el análisis de riesgos (visión General)* desarrolladas por la *Dirección General de Protección Civil de España* en 1994.

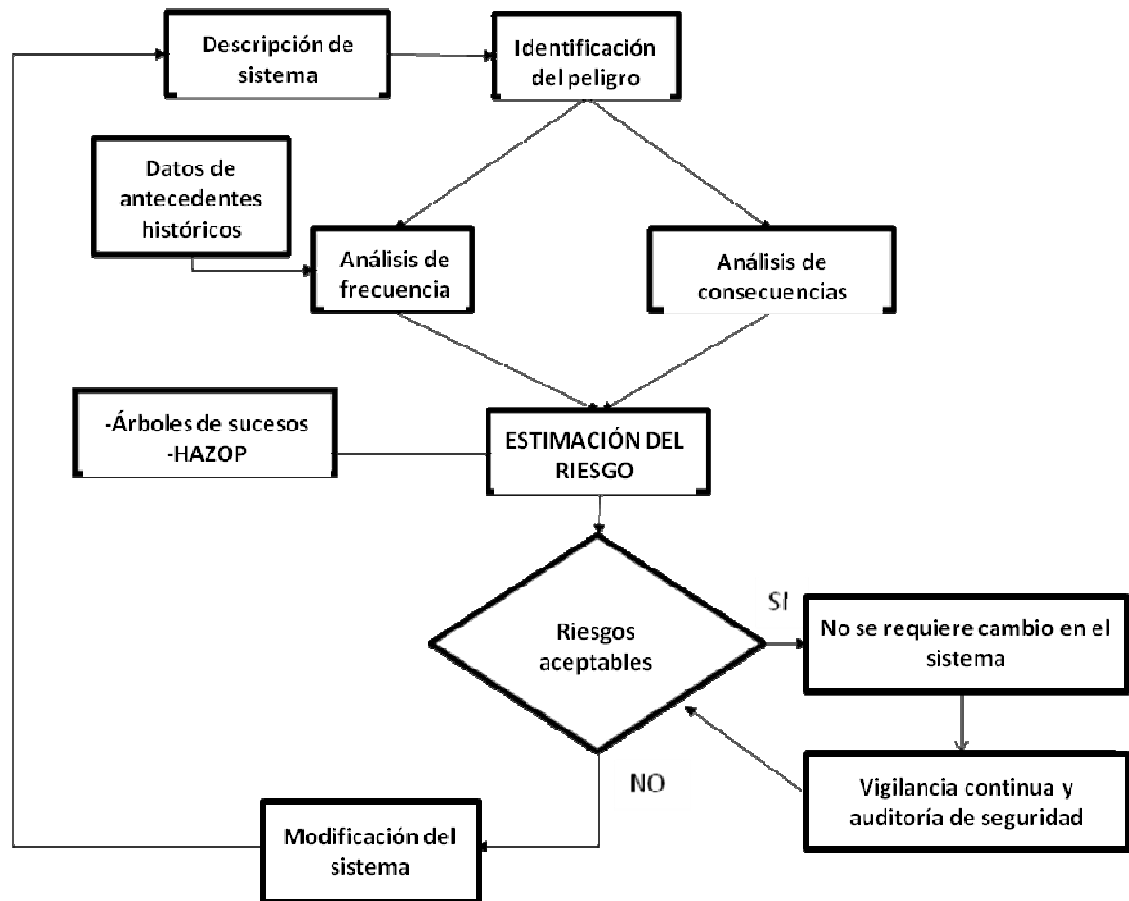


Figura 4.2 Secuencia de un estudio de riesgo
[Fuente: modificado de César *et al.*, 1996]

4.2 Descripción del sistema

La descripción del sistema incluye información sobre la zona de emplazamiento de la CNLV y especificaciones de las albercas de combustible gastado de ambas Unidades.

4.2.1 Información general sobre el emplazamiento y la instalación

La CNLV (unidad 1 y 2), está localizada en la costa del Golfo de México, (figura 4.3), en el área comprendida por el municipio Alto Lucero, el cual colinda con los municipios de Vega de Alatorre al nor-noroeste, Juchique de Ferrer al noroeste, Tepetlán al oeste, Naolinco al oeste-suroeste y Actopan al suroeste. Las coordenadas geográficas de la instalación son 19°44' latitud Norte y 96°24' longitud Oeste. El sitio se encuentra flanqueado por dos lagunas, Laguna Verde al norte y Laguna Salada al sur. Las distancias aproximadas a las

ciudades circunvecinas más importantes son: Veracruz 70 km al sur-sureste, Jalapa, capital del estado, 60 km al oeste-sureste, José Cardel 35km al sur, Nautla 65 km al noreste y Misantla a 50 km al oeste-noreste. El poblado más próximo al sitio, 3 km, es Viejón, en el municipio de Actopan [CNSNS, 2009].

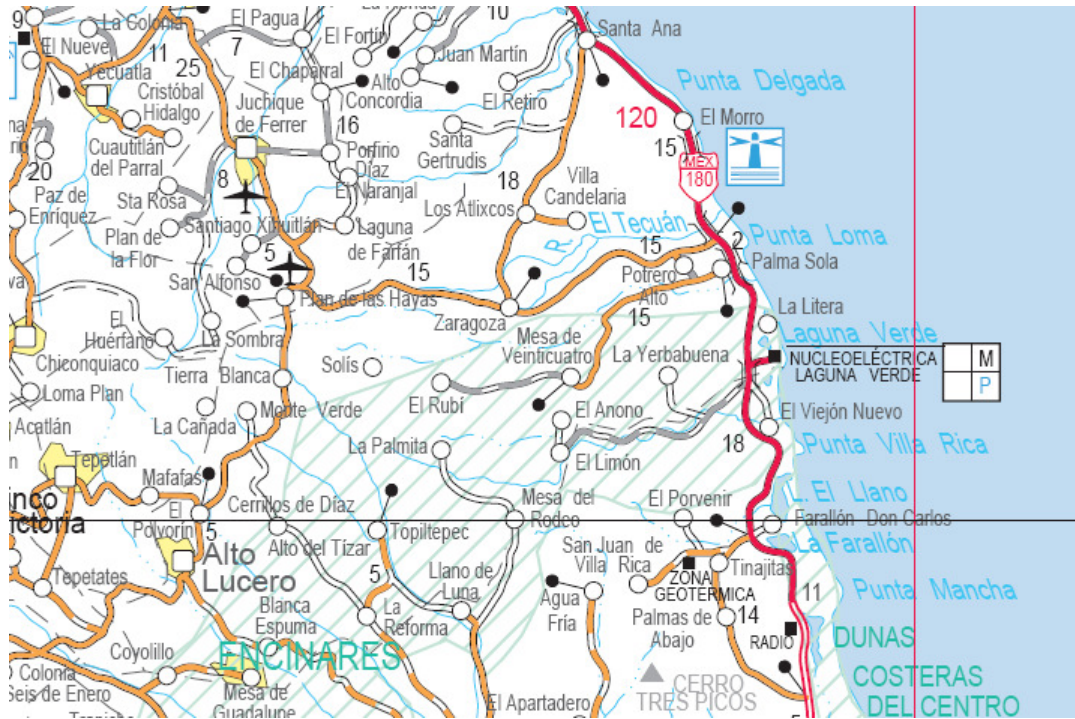


Figura 4.3 Mapa de Veracruz, ubicación de Laguna Verde, Alto Lucero
[Fuente: INEGI, 2009b]

4.2.1.1 Poblaciones

Las poblaciones cercanas se muestran en las tablas 4.2 y 4.3 de acuerdo al número de habitantes y la cercanía al sitio de estudio. El número de trabajadores en la planta es de 1207 personas [CFE, 2008b].

Tabla 4.2 Poblaciones con más de 1 000 habitantes

Población	Habitantes
Alto Lucero	25 893
Vega de Alatorre	18 507
Juchique	16 360
Tepetlán	8 703
Noalincó	18 885
Actopan	37 867

[Fuente: INEGI, 2009a]

Tabla 4.3 Poblaciones con menos de 1 000 habitantes

No.	Población	Distancia (km)	Número de habitantes
01	Playa Muñecos	2.8	7
02	Boca Andrea	4.5	35
03	Rancho San Francisco	3.8	4
04	La Pedrera	2.7	6
05	Monte Carmelo	2.0	4
06	El Arroyito	1.8	3
07	Rancho el Desafío	1.75	8
08	Rancho San Carlos	1.6	2
09	Arroyo Agrio	2.8	72
10	La Baranquilla	3.8	1
11	El Embarcadero	3.15	15
12	Puente Rebelde	2.9	3
13	Palo Verde	3.4	3
14	Cuautuza	3.8	5
15	Miramar	4.15	5
16	El Viejón Viejo	2.5	57
17	El Viejo	3.0	596
18	La Loma	4.7	17
19	Villa Rica de la Veracruz	4.5	198

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

4.2.1.2 Vías de acceso

La principal vía de acceso es la carretera federal 180 que une José Cardel y Nautla, la cual pasa a 2 km aproximadamente al oeste del sitio. Esta carretera cuenta con 132 km pavimentados en el tramo correspondiente. El entronque del camino de acceso a la planta está localizado en el kilómetro 44+280 metros de la carretera federal 180 [CNSNS, 2009].

En la tabla 4.4 se incluyen carreteras y vías férreas que facilitan la comunicación en los municipios y ciudades que se localizan dentro de los 70 km de radio a partir del sitio [CNSNS, 2009].

Tabla 4.4 Vías terrestres cercanas a la CNLV

Carreteras	Vías Férreas
Carretera federal 180 José Cardel-Nautla	Ferrocarril Interoceánico de ruta corta, por Jalapa
Carretera federal 140 México-Veracruz	Ferrocarril Mexicano oceánico de ruta larga, por Córdoba
	Ferrocarril que une el ingenio de la Gloria con José Cardel

[Fuente: CNSNS, 2009]

4.2.1.3 Infraestructura

La CNLV consta de una superficie de 370 hectáreas [PERE, 2009], 2 unidades nucleares cada una con capacidad de 682.44MWe, equipadas con reactores del tipo Agua Hirviendo (BWR-5), y contenciones tipo MARK II de ciclo directo. El sistema nuclear de suministro de vapor fue adquirido a *General Electric* y el Turbogenerador a *Mitsubishi Heavy Industries*. Ambas unidades soportan aproximadamente el 5% de la energía generada en el sistema eléctrico nacional [CFE, 2004]. La figura 4.4 muestra el proceso general para la producción de electricidad en la CNLV en unión con los componentes antes mencionados.

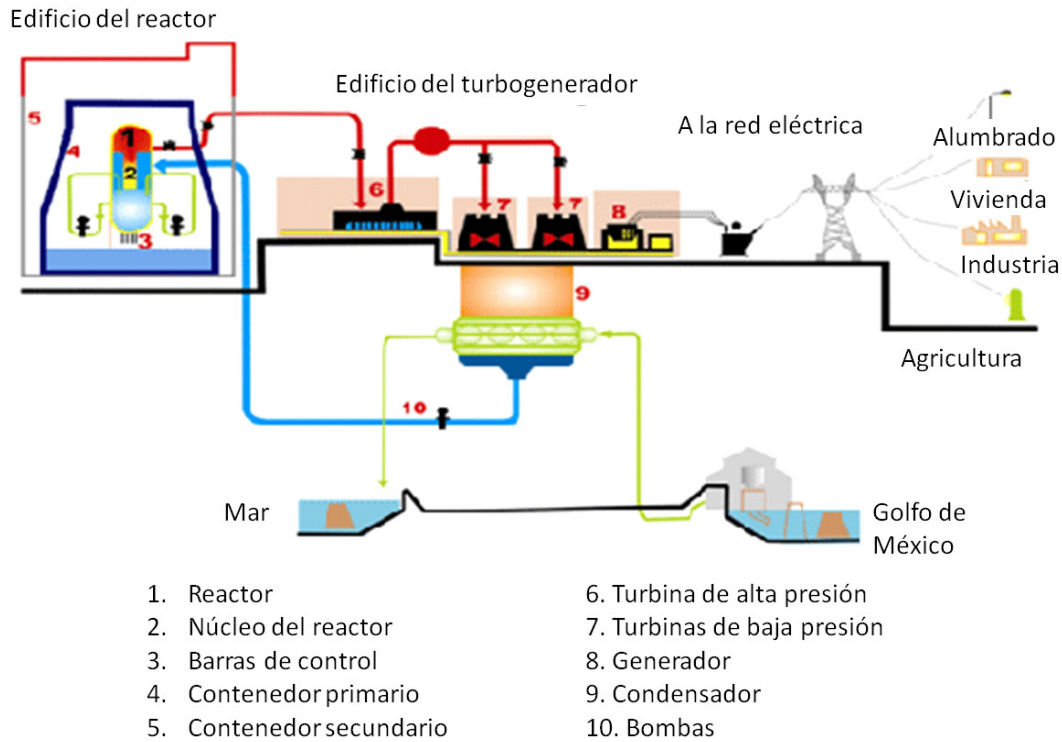


Figura 4.4 Diagrama general de reactor BWR
[Fuente: CFE, 2008a]

Cada unidad consta básicamente de seis edificios principales y otros secundarios, sin embargo, se describen los más significativos y su distribución se encuentra en el anexo A.

- Edificio del reactor (U1, U2): alberga en su interior al reactor nuclear, sus sistemas auxiliares y dispositivos de seguridad, la plataforma de recambio de combustible y la alberca de combustible gastado.
- Edificio del turbogenerador: aloja a las turbinas de alta y baja presión, generador eléctrico y su excitador, condensador, los precalentadores de agua de alimentación y recalentadores de vapor.
- Edificio de control (EC): contiene al cuarto de control principal, computadora de proceso, cuarto de cables, los sistemas de aire

acondicionado, bancos de baterías, laboratorios radioquímicos y el acceso del personal a la unidad.

- Edificio de generadores diesel (GD): aloja tres generadores diesel que se utilizan para el suministro de energía eléctrica a los sistemas de refrigeración del reactor, en situación de emergencia.
- Edificio de tratamiento de residuos radiactivos (TDR): aloja los sistemas de tratamiento de residuos sólidos, líquidos y gaseosos de mediano y bajo nivel de radiactividad.
- Edificio de la planta de tratamiento de agua (TA): contiene la planta de producción de agua desmineralizada de alta pureza, para uso en el ciclo de vapor, edificio localizado en la unidad 1.
- Edificio del sistema integral de información de proceso (SIIP): en él se localizan las computadoras del Sistema Integral de Información de Proceso, que proporciona en tiempo real los principales parámetros de planta, mediante reportes, gráficas y despliegues a color. Edificio localizado en la unidad 2.
- Edificios secundarios: obra de toma de agua de enfriamiento para el condensador y los componentes nucleares, subestación eléctrica, técnico-administrativo y de almacenamiento de partes de repuesto.
- Edificios externos: gerencia, almacén temporal de residuos de mediano y bajo nivel de radiactividad, control de acceso, entrenamiento y centro de información pública.

4.2.1.4 Características físicas del sitio

La CNLV se encuentra a 10 908 m sobre el nivel del mar. El sitio se encuentra en el Golfo de México. Cuenta con un cinturón de dunas de arena que van de norte a sur y su vegetación consiste en pequeños abedules, arbustos, y pasto alrededor de las lagunas que rodean a la central y a lo largo de la línea costera [CFE-RFAS, 2009].

4.2.1.4.1 Suelo y relieve

El suelo es de tipo feozem, que se caracteriza por tener materia orgánica y nutrientes, con tonalidades oscuras, además de ser susceptible a la erosión [SEGOB, 2009]. El uso de suelo dentro de 70 km de radio alrededor de la planta es de agricultura (240 668 hectáreas), cría de ganado (488 213 hectáreas), y reservas de bosques (166 479 hectáreas). Otras actividades, como la cacería y pesca, no tienen una significativa extensión en el área considerada [CFE-RFAS, 2009].

Además, este tipo de suelo es asociado a regiones con un clima suficientemente húmedo para que exista lavado pero con una estación seca; el clima puede ir de cálido a frío y van de la zona templada a las tierras altas tropicales. El relieve es llano o suavemente ondulado y la vegetación de matorral tipo estepa o de bosque [Universidad de Extremadura, 2009].

Las montañas cercanas y significativas con las que cuenta la zona cercana al sitio son: la paila, la cruz, la bandera, cerro blanco y mesa de palmas, dichos relieves se muestran a continuación en la figura 4.5.

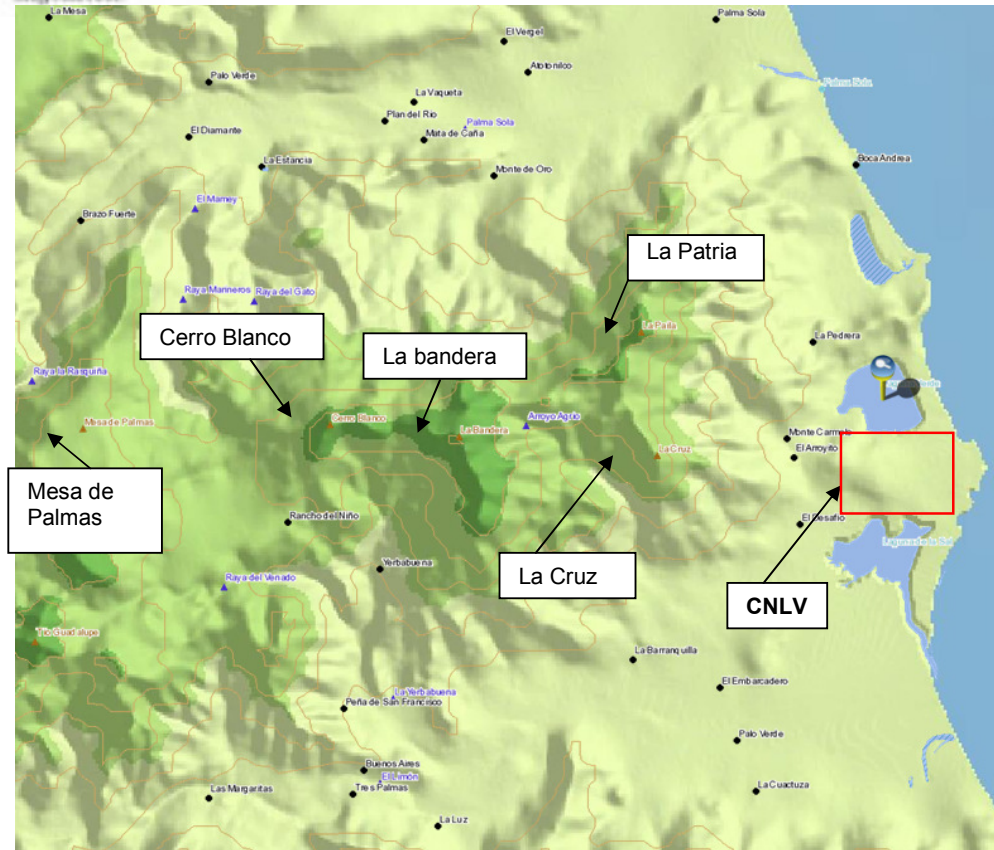


Figura 4.5 Relieve en la zona de estudio
[Fuente: modificado de INEGI, 2009b]

4.2.1.4.2 Hidrología

La zona se encuentra regada por los ríos Trapiche y Alto Lucero, que son tributarios del río Actopan (figura 4.6), también se localizan los ríos Palma Sola y Colorado, ambos desembocan en el Golfo de México en las barras de sus respectivos nombres [SEGOB, 2009]. Cercanos a la CNLV se encuentran tres lagunas y dos ríos centrales (figura 4.7), así como un acuífero (figura 4.8).

4.2.1.4.3 Geología

El sitio, descansa sobre una masa finita de basalto de aproximadamente 40 m de espesor que se extiende sobre la planicie costera del Golfo de México, aproximadamente a 70 km al norte de la ciudad de Veracruz [CNSNS, 2009].

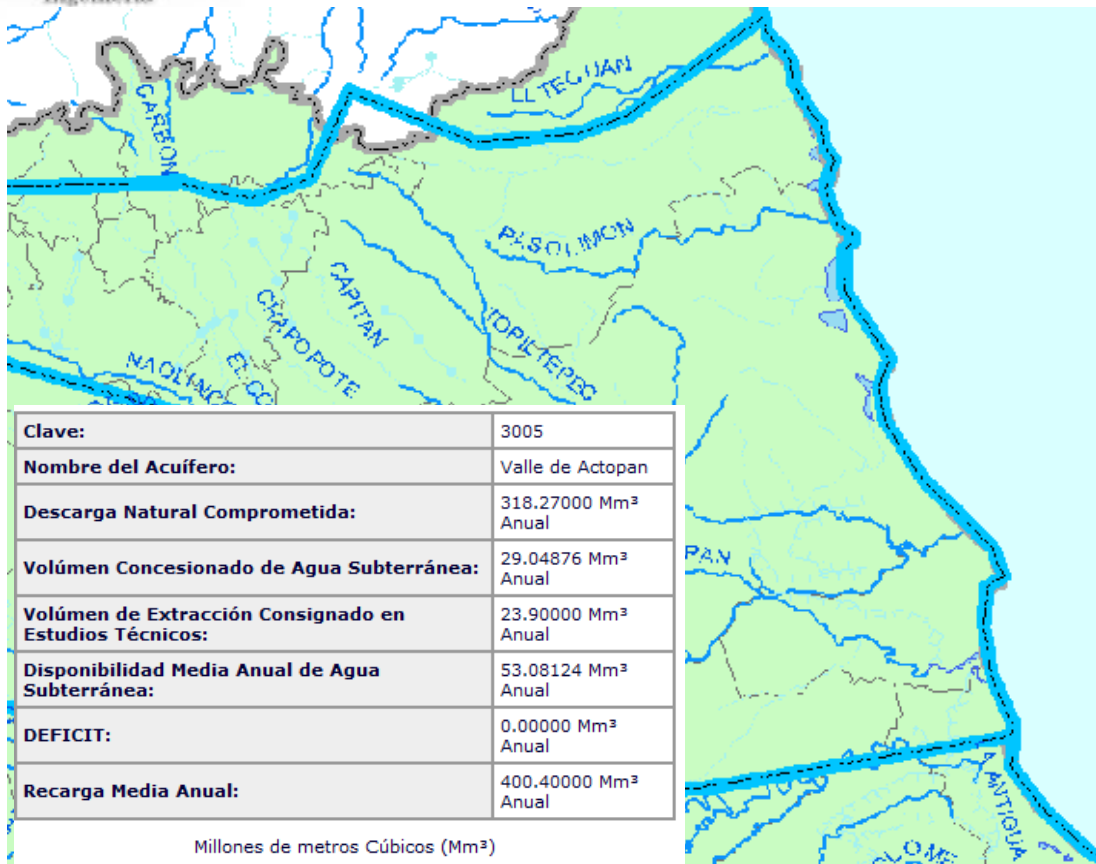


Figura 4.6 Acuíferos de la región Alto Lucero
[Fuente: modificado de CSVA, 2009b]

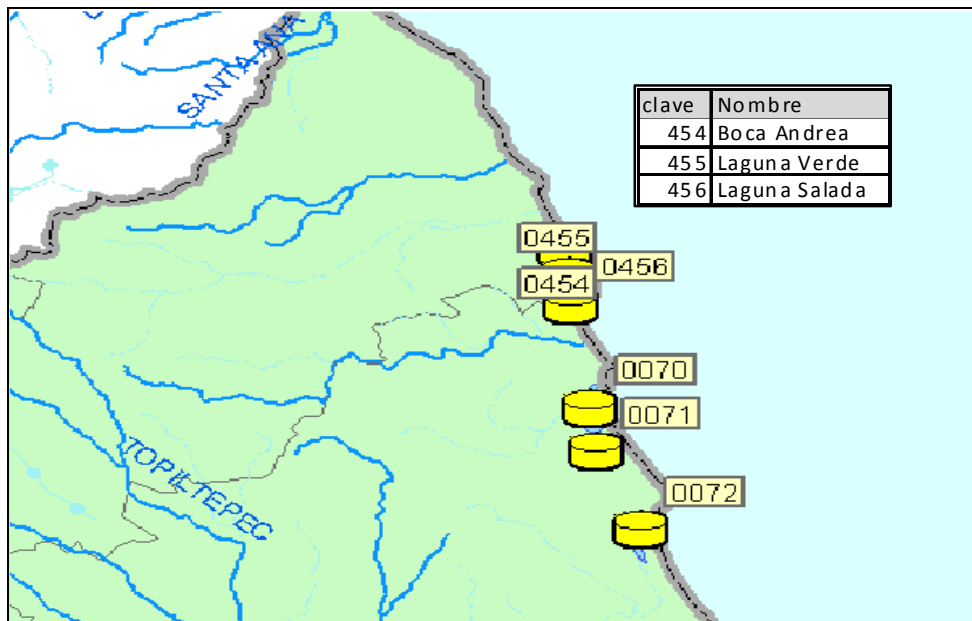


Figura 4.7 Lagunas y ríos cercanos a la CNLV
[Fuente: modificado de CSVA, 2009b]

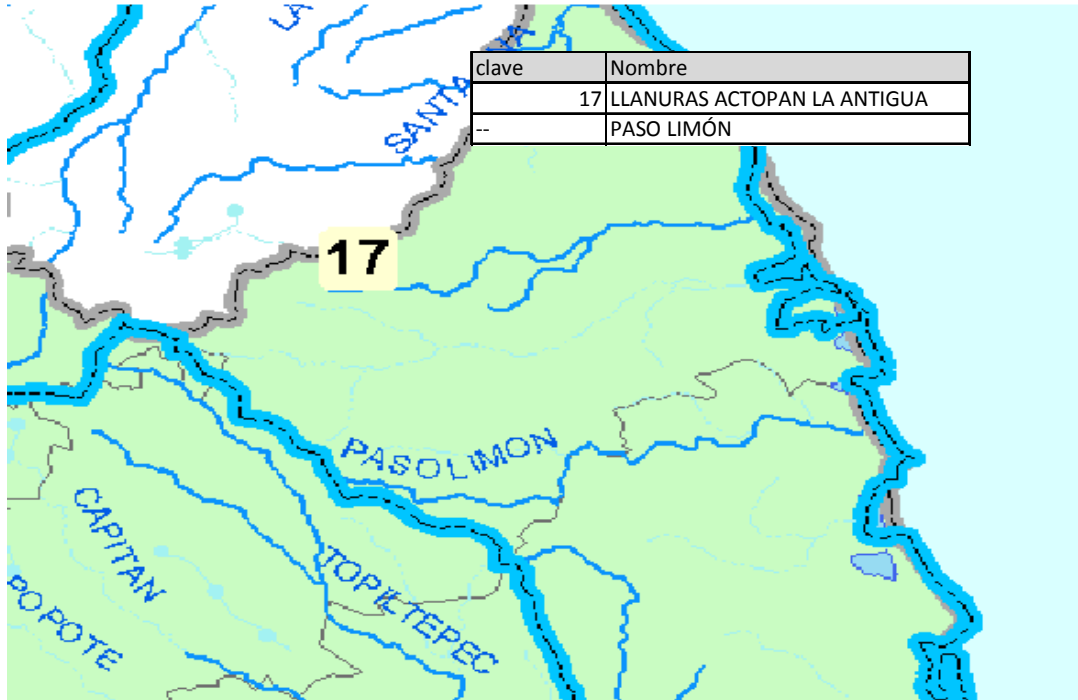


Figura 4.8 Acuíferos cercanos a la CNLV
[Fuente: modificado de CSVA, 2009a]

4.2.2 Información sobre la organización de la empresa

La información referente a la organización de la empresa forma parte del esquema general de la CFE.

Abarca también la cantidad de personas laborando en CFE así como los visitantes que ingresan a la CNLV, los planes de emergencia radiológica externa (PERE) y la comunicación de riesgos a las poblaciones aledañas en caso de accidente.

4.2.2.1 Esquemas de organización generales de la empresa

A continuación se describen características de carácter organizacional y administrativo de la empresa en general así como de la Nucleoeléctrica Laguna Verde.

■ Misión [CFE, 2009b]

- Asegurar, dentro de un marco de competencia y actualizado tecnológicamente, el servicio de energía eléctrica, en condiciones de cantidad, calidad y precio, con la adecuada diversificación de fuentes de energía.
 - Optimizar la utilización de su infraestructura física, comercial y de recursos humanos.
 - Proporcionar una atención de excelencia a nuestros clientes.

- Proteger el medio ambiente, promover el desarrollo social y respetar los valores de las poblaciones donde se ubican las obras de electrificación.

■ **Objetivos [CFE, 2009b]**

- Mantenerse como la empresa de energía eléctrica más importante a nivel nacional.
 - Operar sobre las bases de indicadores internacionales en materia de productividad, competitividad y tecnología.
 - Ser reconocida por los usuarios como una empresa de excelencia que se preocupa por el medio ambiente, y orientada al servicio al cliente.
 - Elevar la productividad y optimizar los recursos para reducir los costos y aumentar la eficiencia de la empresa, así como promover la alta calificación y el desarrollo profesional de los trabajadores.

La organización de la CFE se muestra en la figura 4.9, así como de la CNLV en la figura 4.10.

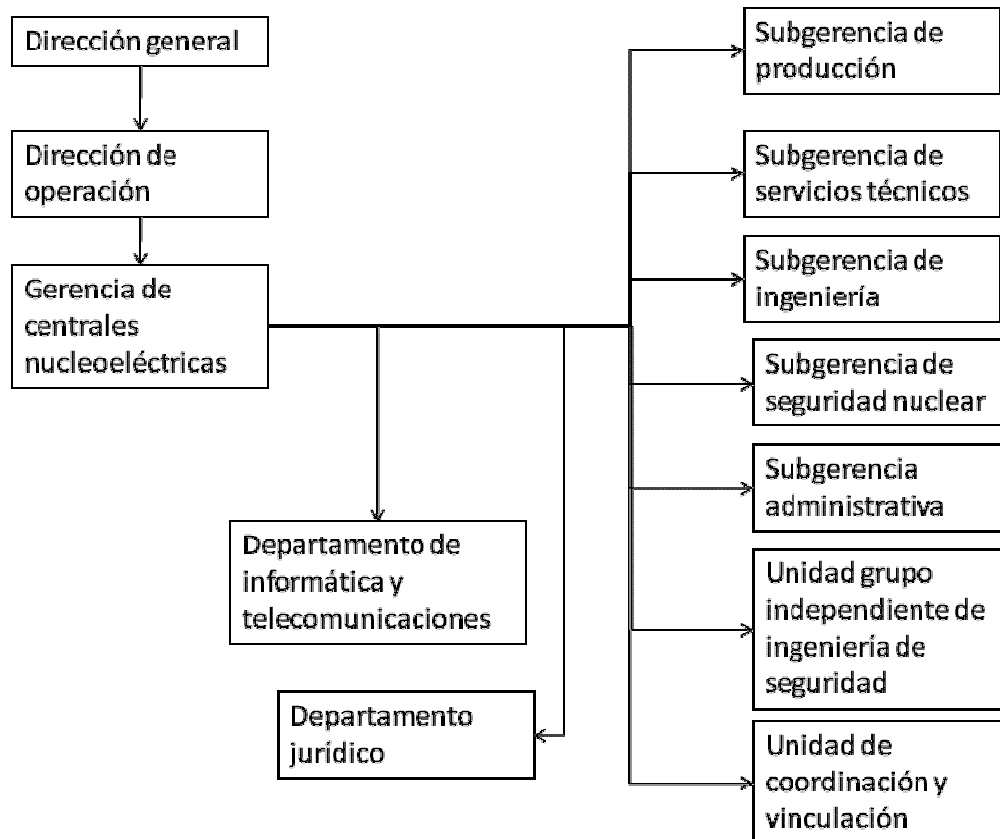


Figura 4.9 Organigrama de la CFE nucleoelectrica
 [Fuente: modificado de CFE, 2009b]

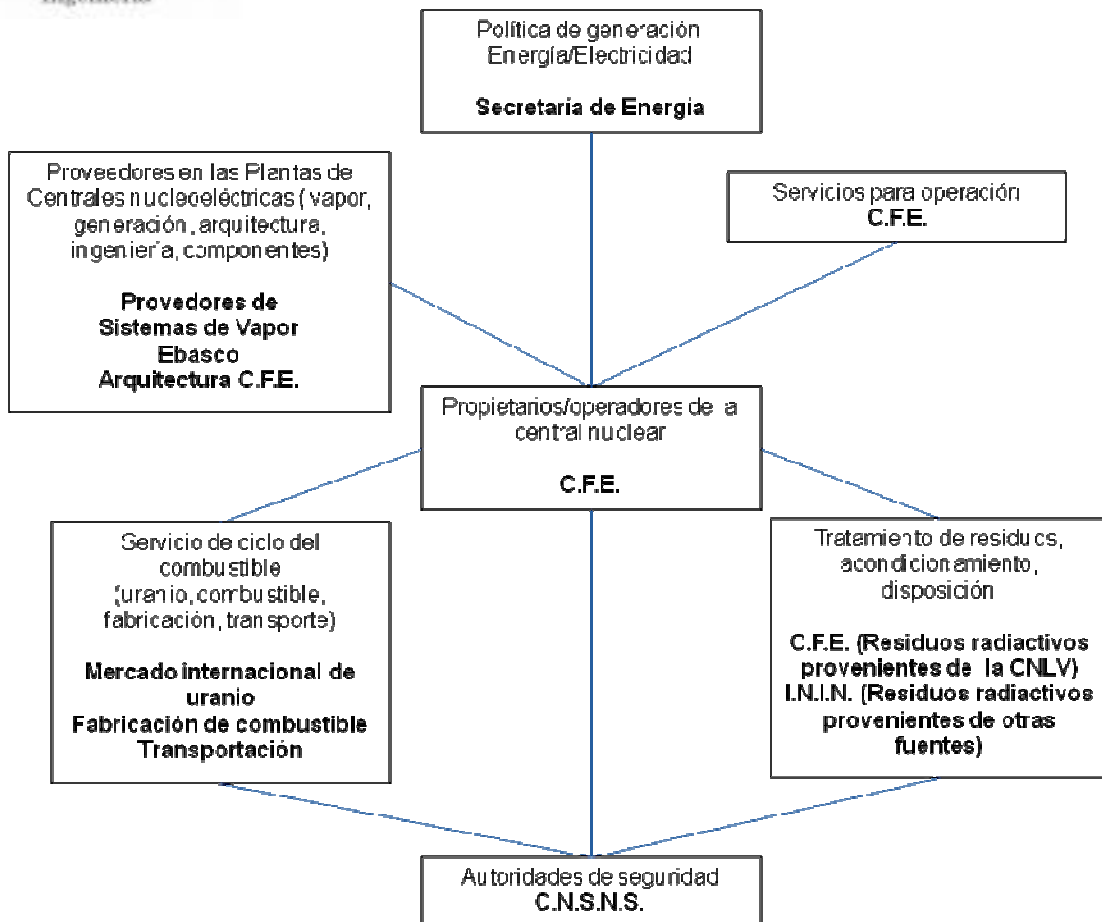


Figura 4.10 Organización de la Central Nuclear
[Fuente: NEA, 2009]

4.2.2.2 Personal

El número de visitantes promedio anual con acceso al piso de recarga es de 300 y el número de trabajadores en total de la CNLV es de 1 207.

En la tabla 4.5 están el número de trabajadores para dos áreas específicas de interés para el trabajo.

Tabla 4.5 Trabajadores por actividad específica

Área	Número de trabajadores
Recarga del reactor	1 092
Trabajadores para Unidades 1 y 2	1 142

[Fuente: CFE-IFAI, 2009]

4.2.2.3 Planes de emergencia y comunicación de riesgos

La CNLV actualmente cuenta con el Plan de Emergencia Radiológica Externo (PERE), dicho programa cuenta las siguientes actividades continuas:

- Evaluar y proyectar las consecuencias de una emergencia radiológica fuera de las instalaciones de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.
- Activar y aplicar las medidas de protección necesarias para la población.
- Proporcionar información oportuna al público.
- Vigilar, monitorear y controlar la exposición radiológica de la población, del personal de respuesta y el medio ambiente.
- Activar los sistemas de comunicaciones de la organización en caso de respuesta.
- Controlar y administrar los equipos operacionales de emergencia.

Dicho plan cuenta con rutas de evacuación en caso de alguna emergencia radiológica, así como los radios de afectación a las poblaciones aledañas, ésta información se encuentra en el anexo B.

4.2.3 Información relativa a los accidentes mayores

En la CNLV no se han presentado accidentes para el caso de la ACG. Sin embargo *Luz Fernanda Azuela y José Luis Talancón* [*“Contracorriente, Historia de la energía nuclear en México (1945-1995)”*, 1999], mencionan que en 1986 se ha presentado un incidente, en la ACG de la unidad 1, suceso que se describe a continuación a detalle.

■ Descripción del sistema

En el piso de la alberca se ubican unos canales de prueba que sirven para detectar cualquier fuga que pudiera filtrarse a través de las soldaduras. Esto en virtud de que el agua se drenaría por los canales y se colectaría, haciendo posible la detección y la evaluación de la magnitud de una fuga. Esta agua contaminada con partículas radiactivas sería enviada al sistema de drenajes colectores de desechos radiactivos para su procesamiento.

■ Descripción del incidente y acciones realizadas

Al realizarse las actividades primarias para las pruebas de presión en algunas líneas del sistema de detección de fugas, se consideró erróneamente la presión de prueba de las líneas pendientes de probar, sin haberse percatado de que éstas aún no estaban bloqueadas para dicha prueba. El error de cálculo causó una sobrepresión en los canales de recolección, que ocasionó deformaciones en el piso de la alberca y originó deslizamientos en los bastidores (*racks*) para el combustible gastado.

Cuando esto ocurrió, se emitió un reporte de inconformidad por haber ocasionado daños a componentes que sí caen dentro del alcance del Programa de Garantía de Calidad. Para subsanarlos, se verificaron acciones correctivas

entre las que destacan: el levantamiento topográfico de las deformaciones; la remoción de las partes y materiales dañados; el reacomodo de nuevos bastidores de combustible según los planos de diseño; la inspección de su correcta alineación y la limpieza total de la alberca. Posteriormente, se ejecutaron las respectivas pruebas hidrostáticas, para verificar la hermeticidad de todas las uniones de soldadura y se tomaron medidas preventivas para evitar una repetición de este incidente.

Estas últimas consistieron en el rediseño de las líneas con lo que se evitó la presurización accidental de los canales de prueba por arriba de su presión de diseño. Estas medidas se aplicaron no sólo a las líneas que conectan a la alberca dañada, sino a todas las demás- albercas de separador y secador de vapor, la del pozo del reactor y la del almacenamiento de los contenedores para transporte del combustible gastado- y se previó su aplicación a la Unidad 2.

4.2.3.1 Características fisicoquímicas de las sustancias

Las propiedades fisicoquímicas de la sustancia dióxido de uranio, material del cual está fabricado el combustible utilizado en la CNLV se encuentran en el anexo C y la Hoja de Datos de Seguridad se encuentran en el anexo D.

Las acciones a tomar en caso de accidente no se encontraron en la Guía de Respuesta en Caso de Emergencia publicada en 2004, distribuida de manera gratuita en México por la Secretaría de Comunicaciones y Transportes y el SETIQ. Aunque dicha sustancia, para el caso de estudio no es transportada sino almacenada de manera temporal su transporte es necesario en el caso de los ensambles de combustible nuevo que son llevados a la CNLV.

4.2.3.2 Cantidades, condiciones de almacenamiento y procesos de las sustancias clasificadas

Los residuos radiactivos de alto nivel producidos en la CNLV son colocados de acuerdo a la disposición descrita en el punto 3.3.1.2, almacenamiento de residuos en húmedo.

La recarga del reactor en la CNLV se lleva a cabo cada 18 meses y el procedimiento para llevar a cabo la recarga de combustible se realiza a partir de la descarga total o parcial para proceder posteriormente a su recarga. En general se cambia un cuarto de núcleo es decir [CFE-IFAI, 2009]:

- Los ensambles que ya no regresan al núcleo (aproximadamente $\frac{1}{4}$ parte del núcleo).
- Los ensambles nuevos que ingresan por primera vez al núcleo (aproximadamente $\frac{1}{4}$ parte del núcleo).
- Los ensambles usados del ciclo anterior que regresan al núcleo nuevo (aproximadamente $\frac{3}{4}$ partes del núcleo).

La secuencia de recarga se desarrolla, según el proceso de descarga aplicado [CFE-IFAI, 2009]:

- Descarga total: el combustible se retira del núcleo hacia la alberca de combustible gastado e inicia por la periferia y termina en el centro. Para

este caso, la recarga del núcleo se realiza a partir de que todos los ensambles descargados están en la alberca de combustible gastado y en ella se encuentran los tipos de combustibles mencionados anteriormente. Se carga del centro a la periferia.

- Descarga parcial con barajeo: se descarga una parte de los ensambles del reactor hacia la ACG. El resto permanece en el núcleo del reactor para reubicarlos posteriormente en el mismo. Por lo que, para la recarga del núcleo los movimientos de combustible se realizan alternando movimientos de reubicación en el núcleo del reactor, movimientos de traslado hacia la ACG y regresar con combustible nuevo, el cual se encuentra en la alberca.

Una vez terminada la carga se verifican los ensambles de combustible para asegurar que su posición y orientación sean correctas [CFE-IFAI, 2009].

Durante la descarga del núcleo (total ó parcial) los ensambles gastados que se retiran, son colocados en una zona definida para almacenar combustible que no se utilizará en los ciclos siguientes. El combustible nuevo y el combustible que se reinsertará al núcleo del reactor se almacenan en una zona definida para no mezclar y confundir durante la recarga de combustible [CFE-IFAI, 2009].

En las figuras 4.11 y 4.12 se muestran los procedimientos de recarga del reactor, y colocación de combustible nuevo.

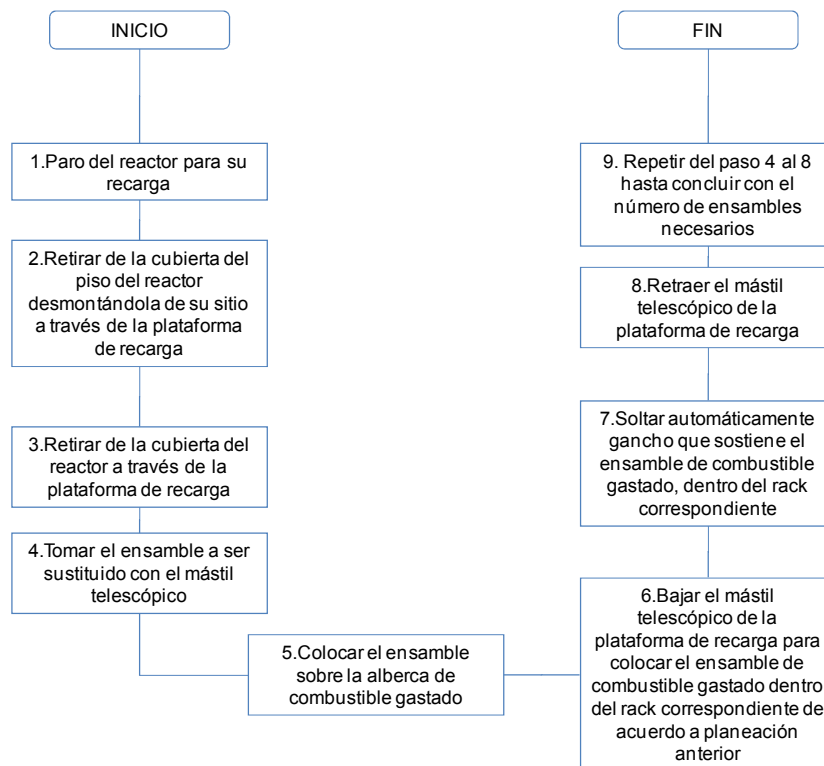


Figura 4.11 Procedimiento de recarga del reactor Unidad 1
[Fuente: CFE, 2009a]

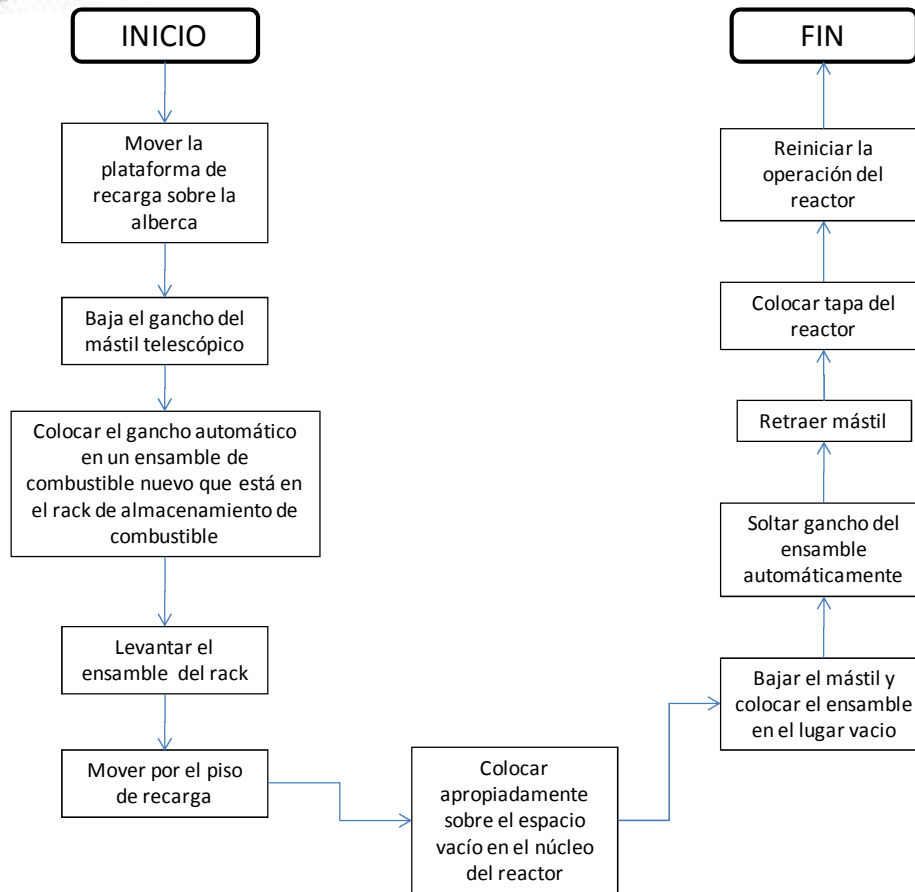


Figura 4.12 Procedimiento de colocación de combustible nuevo del reactor Unidad 1
[Fuente: CFE, 2009a]

Cada unidad generadora en la CNLV cuenta con una alberca (figura 4.13) en donde se coloca el uranio gastado que se retira del reactor. En su interior se encuentran bastidores con las dimensiones necesarias para introducir los ensambles de uranio que se van extrayendo del reactor en cada recarga así como las barras de control (una vez que el boro contenido en las mismas ha perdido la capacidad de retener los protones libres y que por lo tanto disminuye su eficiencia). Cada alberca tiene una profundidad aproximada de 12 metros y está llena de agua cuya función es mantener refrigerado el uranio y actuar como blindaje. La capacidad de la alberca es la necesaria para colocar el material que se generará durante toda la vida útil de la unidad [CFE, 2008a].

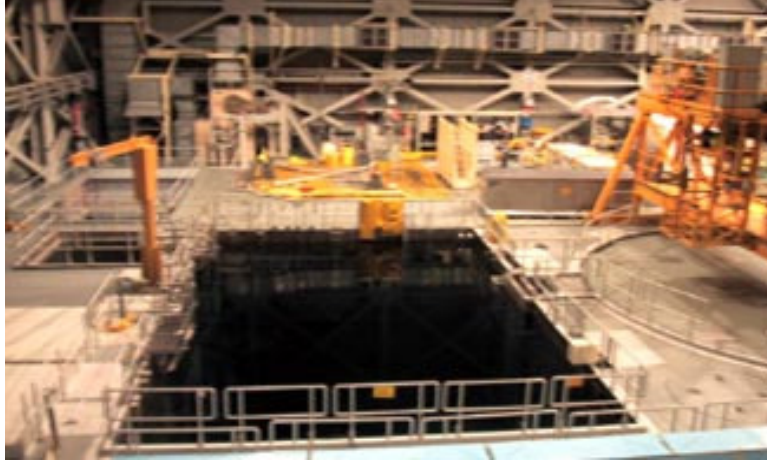


Figura 4.13 Alberca para Combustible Gastado (ACG)
[Fuente: CFE, 2008a]

Las características de la Alberca para Combustible Gastado (ACG) se describen a continuación:

- ❖ **Dimensiones** [CFE-IFAI, 2009]:
 - Altura: 11.811 m
 - Ancho: 7.925 m
 - Largo: 12.102 m
- ❖ **Materiales de construcción** [Azuela y Talancón, 1999]: Concreto armado que forma la cubierta y está recubierta con una placa de acero inoxidable de 1/4 de pulgada de espesor.
- ❖ **Bastidores de contención** [ININ, 2009]: Cada celda o estante tiene una estructura tipo jaula hecha de un acero austenítico y entre las celdas se encuentra colocado Boral^{MR} que es un material absorbedor de neutrones, que evita la posible criticidad (reacción en cadena) que se pudiera producir al acumular los elementos combustibles irradiados.
- ❖ **Volumen de residuos** [CFE-IFAI, 2009]:
 - Unidad 1: 46% de la capacidad total de almacenamiento.
 - Unidad 2: 36% de la capacidad total de almacenamiento.
- ❖ **Características del agua** [Azuela et al., 1999]: agua desmineralizada.
- ❖ **Volumen de agua** [CFE-IFAI, 2009]
 - 1,111.73 m³ (sin considerar los racks).
 - 833.8 m³ (considerando los racks).
- ❖ **Capacidad de la alberca:**
 - Unidad 1: 3177 ensambles, 28 ciclos de combustible [CFE-IFAI 2009].
 - Unidad 2: 3177 ensambles, 28 ciclos de combustible [CFE-IFAI 2009].
- ❖ **Temperatura de los ensambles a la descarga en la ACG:**
 - Normal: 130 °C (temperatura en la superficie del encamisado)

- Máxima: 190 °C (temperatura al centro de la pastilla de combustible)

Para llevar a cabo la remoción de calor debido al decaimiento de los ensambles de combustible gastado, la ACG cuenta con un sistema de enfriamiento el cual consta de dos líneas independientes al 100%. Cada línea cuenta con una bomba centrífuga, intercambiador de calor y filtro para la remoción de residuos radiactivos con las siguientes características:

❖ **Bombas (2 unidades):**

- Tipo: horizontales centrífugas.
- Flujo nominal: 4200 litros por minuto (1109.6 GPM)
- TDH: 79.25 m (260 ft)
- Motor de inducción
- Potencia: 100 HP (75.5 kW)
- Mantenimiento:
 - Cada 3 meses prueba de la curva de capacidad de bombas conforme al código ASME
 - Cada 4 años se da mantenimiento mayor

❖ **Intercambiadores de calor:**

- Tubo U tipo horizontal con 808 tubos
- Dimensiones: 5317.5 mm
- Capacidad de remoción de calor: 8.72×10^6 BTU/hr
- Enfriados por el lado de la carcasa: circuito cerrado de agua de enfriamiento nuclear.
- El calor removido por los intercambiadores es removido por el sistema NCCW (circuito cerrado de enfriamiento nuclear) que a su vez es enfriado por el sistema NSW (agua de enfriamiento nuclear), este último toma agua de mar y desemboca en el mar.
- Material de los tubos: acero inoxidable SA-264
- Lado tubos: sistema de enfriamiento de la ACG.

Tabla 4.6 Características de intercambiador de calor de la ACG, lado carcasa

Lado de la carcasa	
Gasto normal (máximo)	360,061 kg/hr (793,800 lb/hr)
Temperatura entrada	37.8°C (100°F)
Temperatura salida (carga térmica normal)	43.5°C (110.34°F)
Temperatura salida (carga térmica máxima)	49.55°C (121.2°F)
Transferencia de calor (carga térmica normal)	2.197×10^6 kcal/hr
Transferencia de calor (carga térmica máxima)	4.092×10^6 kcal/hr
Presión diferencial	0.703 kg/cm ²
Presión de diseño	9.79 kg/cm ²
Temperatura de diseño	6505°C (150°F)

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

Tabla 4.7 Características de intercambiador de calor de la ACG, lado tubos

Lado de los tubos	
Gasto normal (máximo)	250,043 kg/hr (555,660 lb/hr)
Temp. Entrada (carga térmica normal)	54.44°C (130°F)
Temp. Salida (carga térmica normal)	45.72°C (114.3°F)
Temp. Entrada (carga térmica máxima)	65.6°C (150°F)
Temp. Salida (carga térmica máxima)	49.55°C (121.2°F)
Presión diferencial	0.703 kg/cm ²
Presión de diseño	14.06 kg/cm ² (200 psig)
Temp. De diseño	93.3°C (200°F)

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

❖ **Filtro de intercambio iónico**

- Función: retener 0.091 kg(0.2lb) de sólidos insolubles por libra de resina seca, antes de exceder la caída de presión a través del filtro de 1.758 kg/cm²
- Material: las bujías de los filtros son de acero inoxidable sinterizado
- Duración: 10 años

Tabla 4.8 Características específicas de filtro de intercambio iónico del sistema de la ACG

Dimensiones	36"φ 8' -1 ¾"
Presión diferencial	200 psig 200°F
Presión de diseño	300 psig
Número de elementos	90
Flujo nominal	2271 lpm (600 gpm)
Recubrimiento interior	8-10 mills Plasite 7155 (solo el compartimiento superior)

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

❖ **Filtro mecánico**

Tabla 4.9 Características específicas de filtro mecánico del sistema de la ACG

La eficiencia mínima de filtración de partículas deberá ser:	
RANGO	EFICIENCIA
0.45-1.20 micrones	80%
1.2-5.0 micrones	95%
>5.0 micrones	99%

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

Tabla 4.10 Composición química del material depositado en filtros

Conductividad a 25°C	0.1 micromhio/cm
pH a 25°C	6-7.5
Hierro soluble (como Fe)	5 ppb
Hierro insoluble (como Fe)	100 ppb
Níquel soluble (como Ni)	5 ppb
Níquel insoluble (como Ni)	100 ppb
Cloruro (como Cl)	500 ppb
Cobre total (como Cu)	100 ppb
Silica (como SiO ₂)	1 000 ppb
Total de sólidos	1 000 ppb

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

Nota 1: Una vez que estos filtros son retirados se les da el tratamiento y clasificación de un residuo radiactivo de alto nivel.

Todos los sistemas antes mencionados cuentan con blindajes de plomo que se encuentran en áreas generales dentro de los edificios de reactor y desechos radiactivos. Los equipos principales del sistema están confinados en cuartos cuyo acceso está controlado y están demarcados como zonas de alta radiación

Las bombas así como los intercambiadores se encuentran localizados en el edificio del reactor debajo de la ACG. Los filtros desmineralizadores, cuya función es recolectar los productos de corrosión, están localizados en el edificio de residuos radiactivos de la Unidad 1 y en el edificio de purificación en la Unidad 2.

El agua de la alberca es continuamente recirculada, siempre y cuando haya combustible gastado en la alberca. Cada uno de los intercambiadores está diseñado para remover una carga específica de calor. La capacidad de remoción de calor, es suficiente para una carga mayor a la carga en lotes normal de combustible, operando los dos intercambiadores y bombas en paralelo y también a través de una interconexión con el sistema de remoción de calor residual. El calor removido por el agua de la alberca es transferido a un sistema cerrado de agua de enfriamiento a través de los intercambiadores de calor de la ACG.

Alrededor de la ACG, en el mismo piso, se encuentran otros instrumentos y equipos mecánicos los cuales son importantes ya que con éstos se puede llevar a cabo el movimiento de los ensambles del reactor a la alberca así como la recarga del mismo reactor. Las especificaciones generales del combustible y del reactor se describen en la tabla 4.11.

Tabla 4.11 Especificaciones del combustible y del reactor

Especificaciones del combustible	Especificaciones del reactor
Arreglo del ensamble: 8x8 /10x10	Tipo de reactor: BWR-5 agua hirviente
Número de ensambles de combustible: 444 ensambles de combustible	Número de unidades: 2 *682.44 MW Netos
Longitud del ensamble: 381 cm	Vasija: Acero al carbono revestido internamente de acero austenítico
Barras de control cruciformes: 109 barras de acero inoxidable con varillas llenas de carburo de boro	Combustible: UO ₂ enriquecido al 3%
Diámetro exterior de la pastilla: 1.044 cm/0.88 cm	
Material del encamisado: zircaloy 2	

[Fuente: CFE, 2008b]

Plataforma de recarga: La plataforma de recarga (grúa para movimiento del uranio) se desplaza sobre unas guías para tener acceso a la ACG y a la cavidad del reactor; cuenta con un brazo mecánico que se encarga del movimiento del combustible nuevo y del uranio gastado. Estas maniobras deben realizarse siempre bajo el agua ya que por su capacidad de blindaje y por su transparencia permite realizar las maniobras en forma segura. En la figura 4.14 se observa la cavidad del reactor debajo de la grúa en forma de círculo, y al retirar una serie de tapas se puede acceder al interior del reactor [CFE, 2008b].



Figura 4.14 Plataforma de recarga I
 [Fuente: CFE, 2008b]

Plataforma de recarga (alberca de accesorios): Para llegar hasta el núcleo del reactor es necesario retirar sus componentes internos, los cuales son colocados alrededor y dentro de dicha alberca, sólo durante el tiempo que dure la recarga. En la figura 4.15 se muestra la grúa viajera la cual cuenta con tres ganchos para levantar 5, 18 y un gancho principal con capacidad superior a 113 toneladas, con la ayuda de esta grúa se retiran las tapas que cubren la cavidad del reactor [CFE, 2008b].



Figura 4.15 Plataforma de recarga II
[Fuente: CFE, 2008b]

4.2.3.3 Datos meteorológicos

La temporada de lluvias comienza en junio y termina en septiembre. Los vientos prevalentes en otoño, invierno y verano vienen del norte y noroeste. Aquellos que tienen especial importancia son llamados “nortes” y se originan por la mezcla de masas de aire frío que pasan por la costa [CFE, 2009a].

La temperatura promedio en primavera es de 27.9 °C, llegando hasta los 31 °C en un periodo de 24 días al año. En invierno el rango de temperaturas es de 21.9 °C con un mínimo de 13.9 °C, durante 25 días al año [CFE, 2009a].

La humedad relativa es mayor a 65% con un incremento diario en las mañanas durante la época de lluvias. El promedio mensual de lluvias están tipificadas por el mes de junio de 1978 con una precipitación de 362.1 mm. La máxima intensidad fue registrada en el periodo de octubre de 1977 a septiembre de 1978, fue de 139.9 mm, en el intervalo de una hora durante un mes en septiembre de 1978 [CFE, 2009a]. Su precipitación pluvial media anual es de 1105.6 mm [SEGOB, 2009].

La planta tiene ciertas condiciones de vientos lo cual la ubica en la categoría E (poco estable), teniendo velocidades en el rango de 3 a 7 m/s y una dirección NNO [CFE, 2009a].

Las estaciones climatológicas más cercanas a la CNLV son Punta Limón, Santa Ana (anexo E) en el municipio de Alto Lucero y La Mancha (anexo F) en

Actopan, ubicadas aproximadamente a 17 km de Laguna Verde (figura 4.16) [CNSNS, 2009].

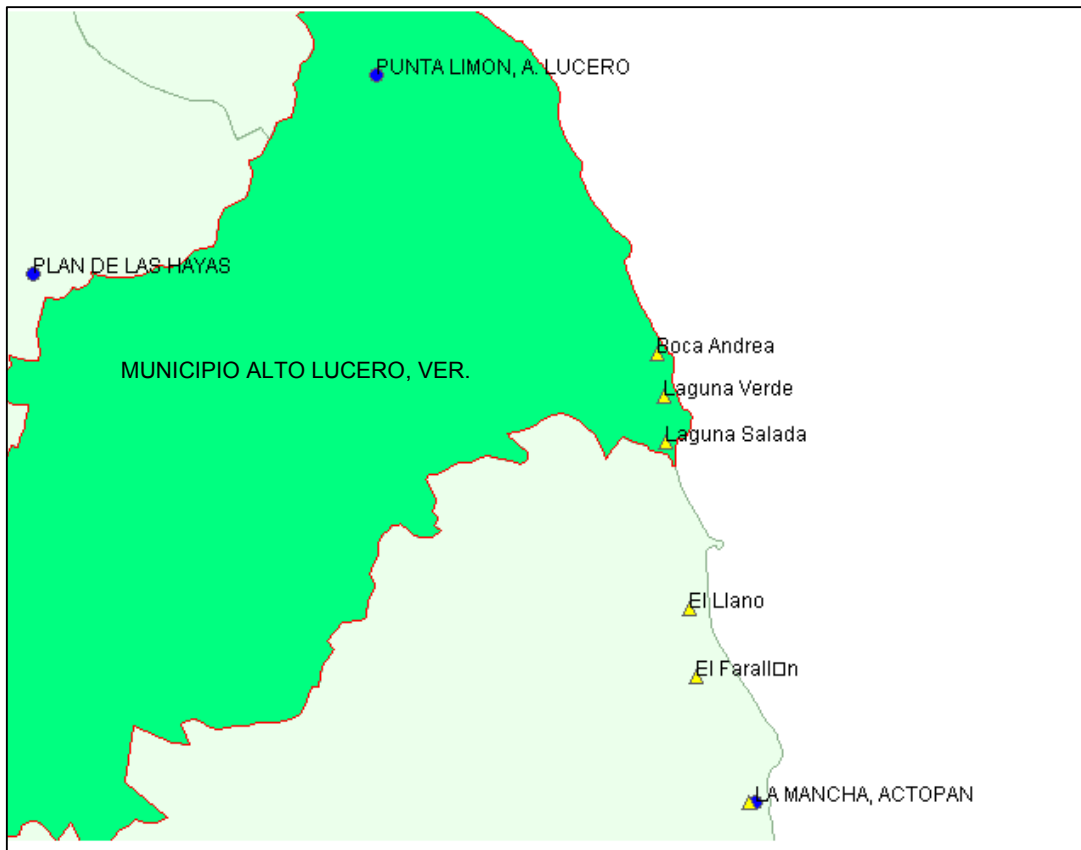


Figura 4.16 Estaciones climatológicas
[Fuente: modificado de CSVA, 2009b]

Se incluye información adicional de algunos fenómenos meteorológicos con el fin de presentar información que muestre las condiciones del sitio y aledañas.

Los fenómenos para los cuales se cuenta con información son huracanes y sismos.

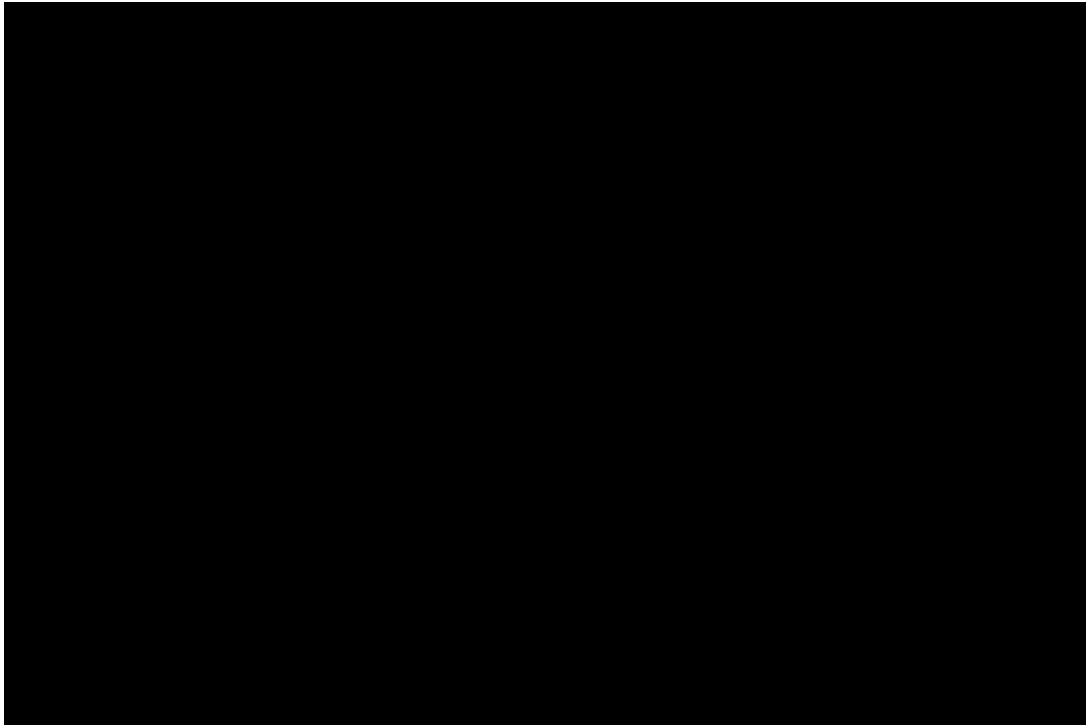
4.2.3.3.1 Huracanes

En la tabla 4.12 se enlistan los huracanes que han tenido presencia en la región de Veracruz aunque no necesariamente hayan incidido en la CNLV, siendo el único que ha tenido cierta proximidad a la Central, el huracán *Janet* el 29 de septiembre de 1955, teniendo vientos con velocidad de 181 km/h [National Weather Service, 2009].

4.2.3.3.2 Sismos

Las coordenadas geográficas del sitio son 19°44' latitud Norte y 96°24' longitud Oeste. El sitio se encuentra flanqueado por dos lagunas, Laguna Verde al norte y Laguna Salada al sur [CFE, 2008b]. La cantidad de sismos presentes en la zona desde 1999 a la fecha se presentan en la tabla 4.13.

Tabla 4.12 Huracanes en Veracruz



NOTA ^aCuando el huracán entró a la tierra en dos lugares, el segundo está marcado entre paréntesis.

^b Categorías:

DT= Depresión Tropical (Ciclón tropical en el que el viento medio máximo en superficie es de 62 km/h o inferior).

TT= Tormenta Tropical (Ciclón tropical bien organizado de núcleo caliente en el que el viento medio máximo en superficie es de 63 km/h a 117 km/h, inclusive).

H= Huracán (Ciclón tropical de núcleo caliente en el que el viento medio máximo en superficie es de 118 km/h, o superior).

Categorías de Huracán, según la velocidad del viento en km/h:

- H1 119 a 153
- H2 154 a 177
- H3 178 a 209
- H4 210 a 250
- H5 Mayor de 250

[Fuente: CNA, 2009; National Weather Service, 2009]

Tabla 4.13 Sismos cercanos a la zona de estudio

Fecha	Hora	Latitud	Longitud	Prof.(km)	Mag.	Zona
28/07/1999	08:52:07	19.99	-96.1	20	3.6	COSTA NORTE DE VERACRUZ
30/08/1999	18:03:55	19.76	-96.39	10	3.6	COSTA NORTE DE VERACRUZ
31/12/1999	11:00:20	19.36	-96.36	15	3.6	COSTA NORTE DE VERACRUZ
11/08/2000	03:19:55	19.55	-96.41	4	4.1	COSTA NORTE DE VERACRUZ
25/09/2000	13:22:07	19.22	-96.04	16	3.8	COSTA NORTE DE VERACRUZ
19/04/2001	15:42:55	19.13	-96.26	18	4.1	COSTA NORTE DE VERACRUZ
01/05/2001	21:20:29	20.05	-96.38	10	3.8	COSTA NORTE DE VERACRUZ
01/06/2001	04:51:24	19.66	-96.5	15	3.7	COSTA NORTE DE VERACRUZ
09/07/2001	08:46:42	19.24	-96.28	25	3.7	COSTA NORTE DE VERACRUZ
30/06/2002	15:14:39	19.26	-96.17	32	3.9	COSTA NORTE DE VERACRUZ
02/09/2002	11:23:20	20.13	-96.75	6	3.3	COSTA NORTE DE VERACRUZ
13/10/2003	21:32:47	19.04	-96.41	16	3.9	COSTA NORTE DE VERACRUZ
04/02/2006	04:27:00	19.27	-96.25	16	3.8	13 km al NOROESTE de VALENTE DIAZ, VER
14/04/2006	19:31:45	19.33	-96.37	42	3.8	5 km al SUR de JOSE CARDEL, VER
07/12/2006	18:31:22	19.49	-95.67	16	3.7	59 km al NORESTE de VERACRUZ, VER
12/02/2007	16:17:05	19.2	-95.9	16	3.8	24 km al ESTE de VERACRUZ, VER
26/06/2008	21:33:03	19.4	-95.91	22	4	32 km al NORESTE de VERACRUZ, VER
17/08/2009	02:19:01	20.45	-95.97	12	4.3	109 km al NORESTE de MISANTLA, VER
20/10/2009	19:40:56	19.19	-96.36	16	3.6	16 km al OESTE de VALENTE DIAZ, VER
01/11/2009	15:24:47	19	-95.66	24	3.8	28 km al NORESTE de ALVARADO, VER

Magnitud= Escala Richter

[Fuente: SSN, 2009]

4.3 Identificación de riesgos

Los riesgos asociados a la ACG se describen en el siguiente apartado.

4.3.1 Identificación de sucesos iniciadores

La USNRC a través del documento “*Estudio técnico del riesgo de accidente de una alberca de combustible gastados en plantas nucleares en desmantelamiento*” publicado en 1996 identificó seis categorías de eventos iniciadores a investigar como parte del análisis cuantitativo de riesgos en una ACG:

1. Pérdida de energía externa de la planta, centrado en eventos relacionados con las líneas de transmisión.
2. Pérdida de energía proveniente de eventos iniciados por diferentes condiciones climatológicas.
3. Fuego interno.
4. Pérdida de enfriamiento en la alberca.
5. Pérdida de refrigerante.
6. Evento sísmico.

Los eventos 1 y 2 no serán desarrollados ya que estos quedan incluidos por los eventos pérdida de enfriamiento e inventario de la alberca.

El evento 3 no será desarrollado debido a que no se cuenta con información del sistema contraincendio de la CNLV.

La descripción del sistema de enfriamiento de la ACG de la CNLV se encuentra en el anexo G, este plano del sistema permite tener una mejor aproximación para los componentes del sistema de enfriamiento.

■ Condiciones de la alberca

Las condiciones a las cuales se podría encontrar la planta al momento de presentarse alguno de los sucesos iniciadores son:

- Central Laguna Verde en funcionamiento
- Sistemas de control en funcionamiento
- Sistemas contraincendio en funcionamiento
- Unidad 2 en funcionamiento
- Unidad 1 en paro por recarga del reactor

4.3.1.1 Pérdida de enfriamiento de la ACG

La USNRC a través del documento *Evaluación del enfriamiento de combustible gastado de 1996*, menciona las principales formas por las cuales se puede llevar a cabo pérdida de refrigerante en la ACG (figura 4.17) que en términos generales son (1) la pérdida a través de los sistemas conectados, (2) las fugas a través de puertas movibles o sellos, y (3) a través de las fugas o la ruptura de la alberca de combustible o del revestimiento de la alberca.

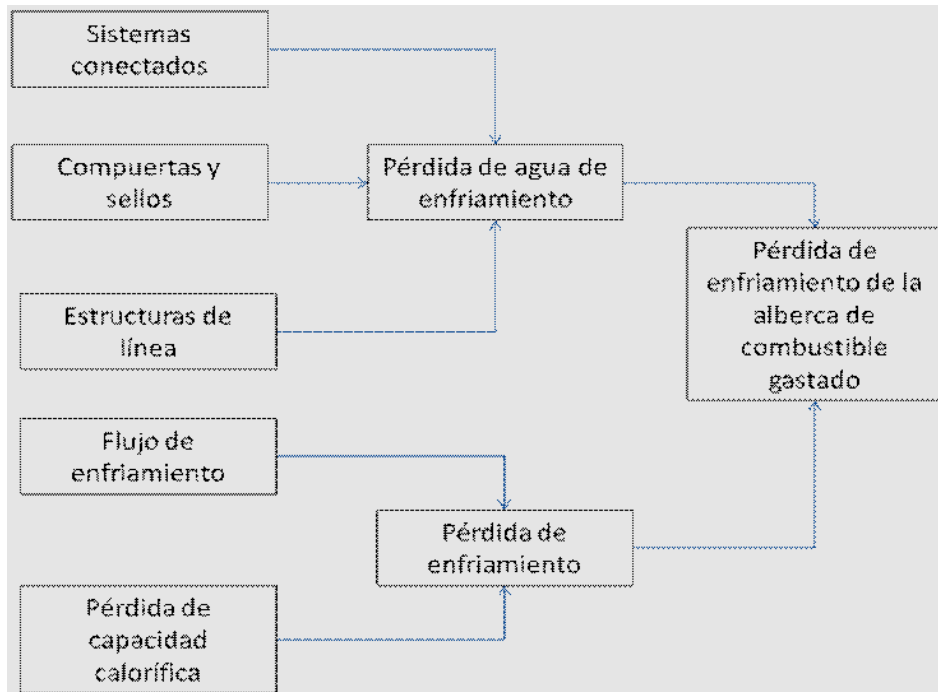


Figura 4.17 Esquema de pérdida de enfriamiento de la alberca de combustible gastado [Fuente: USNRC, 1996]

4.3.1.1.1 Sistemas conectados

Estos sistemas incluyen tuberías conectadas a la ACG, puede incluir también las tuberías de las líneas de enfriamiento de la ACG y sistema de purificación, alberca de contención de combustibles gastados y los canales de transferencia de drenado de combustible, y, cuando están en comunicación con el reactor durante operaciones de recarga, los sistemas de tubería del reactor así como los sistemas de remoción de calor residual (SRCR) y los sistemas de control de volumen y químicos [USNRC, 1996].

Las pérdidas a través de los sistemas conectados podrían incluir tanto ruptura de tuberías como fugas y problemas de configuración de controles. Los sistemas de tuberías que se extienden por debajo hasta la ACG tienen el potencial de provocar un sifón [USNRC, 1996].

Durante las operaciones de recarga de combustible, cuando hay un paso de flujo a la vasija del reactor, la pérdida de inventario a través de los SRCR, control químicos y volumen, o en la cavidad de drenajes del reactor no estaría limitada por los dispositivos antisifón; lo mismo se aplica cuando la ACG es abierta para el drenado de la alberca de contención de combustibles gastados (ACCG). Para esta situación, en muchos diseños, con el fin de prevenir la pérdida de refrigerante se limita por vertederos internos o rutas elevadas para el drenado, que mantienen el nivel de agua encima de combustible almacenado en la ACG [USNRC, 1996].

4.3.1.1.2 Compuertas y sellos

Una segunda clasificación de la pérdida de inventario es a través de compuertas móviles o los sellos y, durante las operaciones de reabastecimiento de combustible, el sello de la cavidad del reactor. El reactor BWR tiene sellos para mantener el agua de la alberca lejos del reactor y a un nivel adecuado durante la recarga de combustible. En algunos BWR, estas cavidades de sellos son de acero de bajo espesor. Varios tipos de sellos que son usados, no se basan en cámaras de aire. Estos incluyen sellos de anillo atornillados en la cavidad, que utilizan juntas para sellar las uniones entre las superficies de contacto, y sellos permanentes, que están conformados por soldaduras. Este tipo de sellos no son propensos a fugas de rápido desarrollo ni de gran tamaño [USNRC, 1996].

A pesar de que el combustible no sería inmediatamente descubierto, el agua de refrigeración de la ACG se perdería debido a que en las bombas del sistema de enfriamiento se presentaría pérdida de succión, y el refrigerante restante en la ACG aumentaría su temperatura cercana al punto de ebullición en pocas horas. Esto haría que el agua comenzara a evaporarse provocando que el nivel de agua en la alberca disminuyera a una velocidad muy acelerada, impidiendo que el personal pudiera acceder al piso de recarga debido a la radiación pues los ensambles quedarían descubiertos por la evaporación del agua. Las plantas que tienen compuertas en el fondo o aliviaderos internos que limitan la fuga hacia abajo de la cavidad del sello o compuerta con sello fallan en un nivel muy bajo lo cual podría proporcionar protección a la radiación suficiente para

permitir al operador acciones que podrían ser más adecuadas para mitigar estos eventos [USNRC, 1996].

Cuando no están en recarga, la mayoría de los reactores BWR tienen dos compuertas en serie para una mejor operación [USNRC, 1996].

4.3.1.1.3 Estructura de la alberca o de línea

Por último, la pérdida de inventario puede ocurrir directamente debido a las fugas de las líneas de detección de fugas de la ACG o una falla grande de la estructura de la ACG. Las consecuencias de una fuerte caída (una carga de más de un ensamble de combustible) de carga o un evento sísmico, son posibles causas de una falla grande, aunque las ACG están diseñadas para resistir a los eventos sísmicos [USNRC, 1996].

La respuesta radiológica y estructural y la capacidad de recuperación para dejar caer cargas ligeras (los que pesan no más de un elemento combustible) están limitadas por el análisis de accidentes debido a la manipulación del combustible [USNRC, 1996].

Por otro lado, el dejar caer cargas pesadas tiene el potencial para superar las bases de diseño de la estructura de la alberca de combustible y el sistema de recuperación. Así, los programas de control para cargas pesadas se han establecido para evaluar el efecto potencial de una carga pesada o para implementar controles especiales en el diseño y operación de equipos de manipulación de carga pesada [USNRC, 1996].

4.3.1.2 Pérdida de refrigerante de la ACG

La figura 4.19 también presenta las causas potenciales de pérdida de enfriamiento de la ACG. El enfriamiento puede disminuir debido a pérdidas de flujo de refrigerante de la ACG o por una disminución inefectiva de calor en la ACG [USNRC, 1996].

Las pérdidas de flujo de refrigerante del sistema de enfriamiento de la ACG pueden incluir, la pérdida de energía eléctrica de las bombas de enfriamiento de la ACG, fallas en las bombas, bloqueo de flujo, pérdida de succión causada por la pérdida del nivel de agua, o un desvío en el sistema de enfriamiento de la ACG [USNRC, 1996].

Las fallas en la dispersión de calor pueden ser debidas a la operación con elementos poco adecuados de acuerdo a los requeridos por el sistema de enfriamiento de la ACG o su uso con cargas de calor que exceden la capacidad del sistema de enfriamiento de la ACG [USNRC, 1996].

4.3.1.2.1 Pérdida en el flujo del sistema de enfriamiento de la ACG

Todas las bombas de la ACG son alimentadas por electricidad. Una pérdida en la energía eléctrica que alimenta estas bombas resulta en una pérdida en el flujo del sistema de enfriamiento de la ACG. La pérdida de energía eléctrica puede ser debida a pérdidas fuera del sitio o un error humano en las alineaciones eléctricas [USNRC, 1996].

La probabilidad de que una pérdida extensa de enfriamiento de la ACG sea causada por la pérdida de energía eléctrica a las bombas es muy baja debido a la combinación de un suministro eléctrico de respaldo en el sitio, la existencia de procedimientos factibles para la restauración de energía, y el personal de operaciones de la planta que sabe lo que necesita para restaurar la energía y el tiempo disponible para restaurarla [USNRC, 1996].

Otros problemas que no sean la pérdida de energía eléctrica, la falla de ambas bombas de enfriamiento de la ACG, es improbable. Excepto para situaciones en las cuales una unidad completa de recarga haya sido transferida a la ACG, es el caso cercano, previo a la recarga y al apagado de una planta, una sola bomba de enfriamiento de la ACG generalmente proporciona suficiente enfriamiento [USNRC, 1996].

Una pérdida en el refrigerante de la ACG puede resultar en una pérdida del flujo de enfriamiento cuando el nivel queda por debajo del nivel necesario para la succión realizada por las bombas de enfriamiento de la ACG [USNRC, 1997]. El flujo también puede ser perdido debido a un bloqueo o desviación. Por ejemplo, material extraño puede obstruir un filtro o un colador en el sistema de enfriamiento de la ACG. Si el bloqueo del flujo ocurriera durante una recarga completa de los ensambles de combustible de la vasija del reactor, se requeriría un proceso de enfriamiento de apoyo para prevenir condiciones adversas en el funcionamiento de la ACG [USNRC, 1996].

4.3.1.2.2 Dispersión inefectiva de calor en la ACG

Los intercambiadores de calor del sistema de enfriamiento de la ACG usualmente son enfriados por el sistema de agua de servicio. Una dispersión inefectiva de calor en la ACG puede ocurrir debido a una mala alineación de las fuentes de agua de enfriamiento, falla en la fuente del agua de enfriamiento, falla en los intercambiadores de calor, o capacidad insuficiente de los intercambiadores de calor, entre otras causas [USNRC, 1996].

Anteriormente la práctica de recargas completas de los ensambles de combustible de la vasija del reactor poco antes del apagado de la planta, incrementaba la carga de calor de la ACG. Cualquier problema en la remoción de calor del sistema de enfriamiento a este punto puede resultar en el calentamiento de la ACG. Errores en la carga calculada de calor o asumir temperaturas no conservativas de dispersión de calor puede inducir a errores de los operadores [USNRC, 1996].

Esta práctica no se promueve actualmente por los riesgos que implica por lo que solo se retiran algunos ensambles y de acuerdo a una programación efectiva.

CAPÍTULO 5 ESTIMACIÓN DEL RIESGO

A lo largo de este capítulo se desglosan los apartados:

- ❖ **Análisis de frecuencia:** a través del análisis histórico de accidentes se observa la frecuencia del suceso
- ❖ **Estimación del riesgo:** por medio del desarrollo de árboles de sucesos y realizando un análisis de funcionalidad y operatividad (HAZOP)

Para llevar a cabo la estimación del riesgo primeramente hay que determinar la metodología apropiada para ello.

5.1 Identificación de metodología para la estimación de riesgos

Con el fin de llevar a cabo la selección de los métodos más apropiados a una instalación según sus características, se han fijado una serie de criterios (tabla 5.1) los cuales se consideran importantes para definir el método a aplicar para la estimación de los riesgos asociados a la CNLV.

Tabla 5.1 Criterios de selección de método de identificación de riesgos

Criterios para la selección de método de identificación de riesgos	
I. Criterios generales	
A. Tamaño de la instalación	Mediana
B. Plantilla de la instalación	Muy importante
II. Criterios a aplicar a cada unidad	
A. Cantidades almacenadas	Mediano (1502 toneladas de metal pesado)
B. Tipo de proceso	Continuo
C. Condiciones de almacenamiento/operación	30 °C < 100 °C = no severas
D. Edad de la unidad	Antigua 20 años
E. Ampliación/modificación	Capacidad inicial de 1242 ensambles a 4080 ensambles
F. Vulnerabilidad del entorno	Entorno muy vulnerable (ver tabla 5.2)
G. Fase operativa	Funcionamiento normal
H. Diseño	Nuevo

Tabla 5.2 Cálculo del Factor de Vulnerabilidad

	Grave	Medio	Ligero	Malo
A. Existe riesgo de contaminación de aguas destinadas al consumo humano o agrícola	10			
B. Existe riesgo de que un vertido afecte áreas de interés recreativas, de producción pesquera o de interés ecológico.	10			
		SI	NO	
C. Existe densidad de población > 3 000 habitantes/km ² en un área de 5 kilómetros de radio			-	
D. Existe concentración de población >10 000 personas en un área de 5 km de radio			-	
E. Existen servicios públicos				
- Concentraciones de población de alto riesgo (hospitales, escuelas, residencias) a distancia < a 5 km		10		
- Puntos de concentración transitoria de población (estadios deportivos, terminales de autobuses, ferrocarril, centros comerciales de gran superficie) < 2 km			-	
F. Áreas protegidas de patrimonio público a distancia <2 km		10		
G. Sistemas de carreteras y vías de transporte. Carreteras con gran volumen de tráfico o líneas férreas a una distancia < 500 m			-	
H. Aeropuerto a distancia < 5 km			-	
I. Zona crítica por motivos político-sociales		10		
J. Zona de clasificación sísmica			-	
K. Zona inundable			-	

Cálculo del factor de vulnerabilidad

$$FV = \sum_{i=A}^L P_i = 50$$

Clasificación de FV

FV ≥ 30 entorno muy vulnerable

Tabla 5.3 Identificación de método para análisis de riesgos

Método	Generales		Unidad							
	A. Tamaño de la industria 1. Más de 3 unidades	B. Plantilla 1>30 personas 2>250 personas 3>500 personas	C. Cantidad almac y proces 1. importante 2.medio 3.pequeño	D. Proceso 1.- Continuo 2.- Batch	F. Condiciones Alm/operación 1.Muy severas 2.Severas 3.Poco severas	G. Edad 1.Nueva 2.Antigua 3.Proyecto	H. Amp/modif 1.Ampliación 2.Modificación	I. Vul/ entorno 1.Pcoco Vulnerable 2.Vulnerable 3.Muy Vulnerable	J. Fase operativa 1.Puesta en marcha 2.Arranque 3.Funcionam 4.Parada	K. Diseño 1.Nuevo 2.Antigua
Análisis historico de accidentes		123	123	12	123	123	12	123	1234	2
HAZOP			12	1	12	13	1	23	3	1
Check list			3	2	3	2	2	13	12	4
What if?			3	2	3	1	2	13	12	4
Indice Mond fuego, eplición y toxicidad	1					3				
Indice Dow fuego, eploción	1					3				
Safety review		3	1		1	13		3		
Auditoria de seguridad		3	1		1	13		3		1

Como se puede observar en la tabla 5.3 los métodos desarrollados debido al análisis antes mencionado son:

- Análisis histórico de accidentes
- Análisis de funcionalidad y operatividad (HAZOP)

Además de los métodos antes mencionados, serán desarrollados árboles de sucesos los cuales ayudarán a describir los diferentes sistemas que pudieran ser causa de falla y que servirán para llevar a cabo el análisis de consecuencias.

5.1.1 Análisis histórico de accidentes

El análisis histórico de accidentes es un método de identificación de riesgos cualitativo que consiste en un estudio lo más amplio posible sobre accidentes ocurridos en el pasado en instalaciones y/o con productos similares a los estudiados. Además de ser uno de los métodos más utilizados para la identificación de riesgos [César *et al.*, 1996].

■ Características para el análisis histórico de accidentes

1. **Tipo de instalaciones:** plantas nucleoelectricas para la generación de electricidad, con reactores tipo BWR.
2. **Periodo de accidentes encontrados:** 1973-2009

Se redactó una lista de accidentes representativos con relación a las características antes mencionadas, estos accidentes se muestran en la tabla 5.4 para países que cuentan con reactores del tipo BWR. Debido a que la cantidad de incidentes son pocos y los accidentes aún menores no se desarrollan de manera detallada como los que se encuentran en el anexo H.

En la tabla 5.5 se mencionan algunos casos que fueron desglosados en el anexo H. Éstos no cuentan con las características antes mencionadas, sin embargo, se tomaron como una muestra representativa de accidentes ocurridos a nivel mundial debido a las consecuencias, que son de interés para este trabajo.

Tabla 5.4 Accidentes en plantas nucleares con reactores BWR

País	Accidentes relacionados con reactores tipo BWR
India	13-1992: Tubo de escape provoca una liberación radiactiva de 12 Curies en la central nuclear de Tarapur
Japón	8-02-1991: Liberación de radiactividad de la central nuclear de Fukui
	2-04-1979: Dos trabajadores sufren contaminación radiactiva en el complejo nuclear de Tokaimura
	23-06-1986: Doce personas reciben ligera contaminación de plutonio, mientras se realiza inspección de un almacén en el complejo nuclear de Tokaimura
	31-08-1985: Incendio en central nuclear de Fukushima durante un apagado de rutina
Alemania	26-03-1991: Accidente en el Reabastecimiento de combustible en la planta de Wueggassen
	4-05-1986: Liberación de radiación de la planta de Hamm-Uentrop
	11-07-1989: Elementos de combustible gastado caen en la piscina de almacenamiento y causa daños en la plantade Krümmel
	18-06-1978: Liberación de dos toneladas de vapores radiactivos en Brunsbüttel
	1-07-1983: Fallo técnico provoca la liberación de Yodo-131 en la planta de Phillipsburg
	24-07-1989: Accidente de reabastecimiento de combustible en la central Isar
	30-08-1985: Fuego en un barril de residuos radiactivos en el complejo nuclear de Karlsruhe
1-11-1992: Grietas en equipos del sistema de enfriamiento en la planta de Brunsbüttel	
Finlandia	9-09-1989: Error de barras de control en la planta de Olkiluoto
Suecia	13-04-1979: Incendio en el generador de la planta de Barsebeck
	6-09-1991: Incidentes y fugas de vapor durante la recarga de combustible en la planta de Barsebeck
EUA	9-01-1993: Liberación radiactividad debido a fuga de combustible de las barras de combustible de la planta Perry
	16-01-1990: La pérdida de energía eléctrica fuera del sitio provoca fallos múltiples del equipo en la planta Dresden
	2-05-1979: Fallo técnico en la planta de energía nuclear Oyster Creek desencadenándose así un paro de emergencia
	9-05-1992: Fallo técnico del sistema de refrigeración en la planta Hatch
	12-07-1993: Falla en el sistema de control en planta de energía nuclear Susquehanna
	14-08-1989: Falla en los sistemas de instrumentación y control en la planta de Grand Gulf
	4-09-1988: Incendio en central nuclear Perry
	30-12-1988: Paro del reactor debido a falla de los equipos de control en la planta Pilgrim

[Fuente: *Greenpeace, 2009; OIEA, 2009b*]

Tabla 5.5 Accidentes mayores a nivel mundial y representativos.

Accidente
Accidente en Chernovyl, URSS
Accidente en Tree Mille, EUA
Accidente en Kashiwazaki-Kariwa, Japón
Accidente en Ōkuma, Prefectura de Fukushima, Japón

De estos accidentes relacionados con las condiciones antes mencionadas se desprenden los siguientes incisos los cuales ayudarán a establecer la frecuencia del suceso que en el capítulo 6 será desarrollado.

- a) Total de casos: 28

b) Clasificación de accidentes por tipo de actividad

Actividad	Porcentaje (%)
Proceso	46.4
Almacenamiento	7.1
Carga y descarga	17.9
Transporte por tubería	0
Otras	28.6
Total	100

c) Clasificación por tipo de accidente

Tipo de accidente	Porcentaje (%)
Fuga	42.9
Derrame	7.1
Explosión	7.1
Otras	42.9
Total	100

d) Clasificación por daños

a. Víctimas mortales

- i. Porcentaje de accidentes de los que se poseen datos: 100%
- ii. Muertos por accidente: 2
- iii. Número de muertos: 32

b. Heridos

- i. Porcentaje de accidentes de los que se poseen datos: 100%
- ii. Heridos por accidente: 36,519
- iii. Número total de heridos: 980,014

c. Daños en dólares

- i. Porcentaje de accidentes de los que se poseen datos: 7%
- ii. Costo medio: 15 billones de dólares
- iii. Costo desde: 1 millón de dólares

d. Clasificación por cantidad implicada

- i. Porcentaje de accidentes de los que se poseen datos: 7.1%
- ii. Cantidad desde 50 Ci hasta 250 millones de Ci

5.1.2 Árboles de sucesos

Ésta técnica inductiva se aplica para describir la evolución de un suceso iniciador. Permite plantear las secuencias accidentales en función de los diferentes factores que pueden condicionar el desarrollo del accidente.

Los sucesos iniciadores han sido descritos previamente en el capítulo 4 en el apartado 4.3.1, mismos que son desarrollados y que se encuentran en el anexo I.

5.1.3 Análisis de peligro y operatividad HAZOP

El uso de este método involucra la investigación sistemática y documentada de cómo un proceso continuo o por lotes de una planta puede desviarse de los objetivos de su diseño y provocar una situación de peligro para la planta [PUMA, 2009].

■ Primicia básica

El proceso no tiene peligros inherentes si opera:

- Bajo bases de diseño/ diagrama de flujo/especificaciones del equipo
- Procedimiento de operación y mantenimiento

El estudio de peligro y operatividad (HAZOP) es un método simple pero estructurado para la identificación de peligros y permite emplear el pensamiento imaginativo para la identificación de peligros [PUMA, 2009].

■ Metodología

1. Identificación de peligros
2. Definir la matriz de riesgo
3. Identificación de nodos en la instalación
4. Aplicar las palabras guías para sugerir posibles desviaciones
5. Si la desviación aplica, determina las causas y anota cualquier sistema de protección
6. Evaluar las consecuencias de la desviación (si aplica)
7. Recomendar acciones

5.1.3.1 Identificación de peligros

El punto 1 se ha realizado con anterioridad en el apartado 4.3.1 por lo tanto ya no será desarrollado.

Los puntos 4, 5, 6 y 7 referente a la metodología se presentan en las hojas de trabajo HAZOP que se encuentran en el anexo J.

5.1.3.2 Matriz de riesgo

Para realizar el análisis de HAZOP es necesario definir la matriz de riesgo la cual permite definir la zona de aceptabilidad o no aceptabilidad de riesgo y se

construye siguiendo un criterio común como es la definición de la gravedad, frecuencia y el grado de afectación.

Para definir la gravedad, frecuencia y grado de afectación se presentan a continuación las tablas 5.6, 5.7 y 5.8 respectivamente [NRF-018-PEMEX-2007]

Tabla 5.6 Criterios para la gravedad de un accidente

Gravedad	Tipo	Resulta en:
I	Catastrófica	Muertes dentro o fuera de la instalación. Daños o pérdida de producción mayores a \$1 000 000 USD
II	Severa	Múltiples lesiones del personal. Daños o pérdida de producción entre \$100 000 y \$1 000 000 USD
III	moderada	Un lesionado. Daños o pérdida de producción entre \$10 000 y \$100 000 USD
IV	Ligera	No hay lesionados. Daños o pérdida de producción menores a \$10 000 USD

Tabla 5.7 Criterios para la frecuencia de un accidente

Categoría	Frecuencia
A	Ocurre más de una vez por año
B	Ocurre entre 1 y 10 años
C	Ocurre entre 10 y 100 años
D	Ocurre entre 100 y 10 000 años
E	Ocurre menos de una vez cada 10 000 años

Tabla 5.8 Criterios del grado de riesgo

Grado	Descripción	Medidas de mitigación
1	Inaceptable	Deberá ser mitigado con controles administrativos o de ingeniería hasta grado 3 o menor dentro de un periodo de tiempo (por ejemplo 6 meses)
2	Indeseable	Deberá ser mitigado con controles administrativos o de ingeniería hasta grado 3 o menor dentro de un periodo de tiempo (por ejemplo 12 meses)
3	Aceptable con controles	Deberá ser verificado que los procedimientos o controles administrativos o de ingeniería están disponibles
4	Aceptable	No se requieren acciones de mitigación

Tabla 5.9 Matriz de riesgo

Gravedad	FRECUENCIA				
	A	B	C	D	E
I	1	1	1	2	3
II	1	1	1	2	3
III	2	2	3	3	4
IV	4	4	4	4	4

De acuerdo a la matriz de riesgos y la información referente a los datos históricos se obtuvo que la gravedad es de I, la frecuencia del accidente es C, dando como resultado un grado de riesgo igual a 1, lo cual implica que el riesgo es inaceptable y requiere controles administrativos o de ingeniería en un periodo de tiempo no mayor a 6 meses.

5.1.3.3 Identificación de nodos en la instalación

Los nodos se pueden observar en el anexo G, diagrama sistema de enfriamiento de la ACG.

Los nodos A y B son redundantes por lo tanto se analizará el nodo A el cual dará como resultado la interpretación de ambos nodos.

Los nodos C y D son redundantes por lo tanto se analizará el nodo C el cual dará como resultado la interpretación de ambos nodos.

CAPÍTULO 6 ANÁLISIS DE RESULTADOS

A través del análisis de consecuencias y frecuencia se encontró la existencia de posibles riesgos que no están contemplados en caso de que este evento se presente. Como acción correctiva se desarrolló en el plan de respuesta en caso de pérdida de refrigerante y refrigeración (sección 6.4), este plan evitará que el suceso se traslade al exterior de la planta y se pueda evitar o mitigar los daños a la comunidad, personal de planta y medio ambiente, además de ayudar a tener identificadas las causas más probables de ocurrencia y así disminuir el tiempo de respuesta en caso de alguna emergencia.

6.1 Análisis de consecuencias

Las consecuencias asociadas a la exposición de radiación proveniente de los ensambles de combustible gastado o al agua de enfriamiento son de observarse debido a que éstas afectarían al personal de la planta así como al medio ambiente y por lo tanto a las poblaciones aledañas.

Las consecuencias asociadas a la exposición de radiación se dividen en:

- Consecuencias de la pérdida de refrigerante de la ACG
- Consecuencias de la pérdida de enfriamiento de la ACG

6.1.1 Consecuencias de la pérdida de refrigerante de la ACG

La consecuencia primaria de la pérdida de refrigerante es, que el combustible almacenado quede al descubierto. Dada la improbable ocurrencia de una gran fuga en el fondo de la estructura de la ACG, más allá de la capacidad de recuperación disponible, el combustible puede quedar descubierto y calentarse al punto de dañar el recubrimiento y liberar los productos de fisión. También pueden producirse campos de radiación extremadamente altos alrededor del área de la ACG si el combustible queda descubierto, esto por las propiedades del material además de estar en su fase de decaimiento radiactivo en la cual los elementos que se generan los productos de fisión.

Un suceso más probable sería la pérdida de refrigerante a través de la entrada o sello que terminaría afectando a niveles inferiores de la planta y llevando el agua radiactiva a entrar en contacto probable con operadores y personal que se encuentre en el edificio del reactor. Además, debido a la reducción en la cantidad de agua en la ACG y la pérdida de succión en el sistema de enfriamiento de la ACG, el agua remanente en la alberca podría evaporarse hasta que el combustible quedara al descubierto [USNRC, 1996].

Una pérdida menor del refrigerante de la ACG puede dar lugar a la pérdida de enfriamiento en la ACG debido a que los niveles bajos de refrigerante causan la pérdida de succión en el sistema de enfriamiento de la ACG. Pérdidas en el refrigerante ACG pueden producir inundaciones o problemas ambientales en otras áreas de la planta. Los sistemas de ventilación y drenaje pueden

transportar agua y vapor a otras partes de la planta y afectar el equipo de emergencia. Una cantidad significativa de vapor de agua puede ser generada ya sea por ebullición directa o evaporación desde la ACG. Varios equipos de la ACG y configuraciones de ventilación pueden permitir que el vapor de agua se acumule en el equipo de enfriamiento de la ACG y causar por tanto una falla exacerbando la pérdida de enfriamiento [USNRC, 1996].

El vapor de agua generado en el piso de recarga puede ser transportado a áreas que almacenan otros equipos importantes para la seguridad, esos equipos pueden ser afectados. Este problema potencial es importante en algunos sitios durante e inmediatamente después de las recargas completas de todos los ensambles de combustible de la vasija del reactor. [USNRC, 1996].

La pérdida de refrigerante a través de los intercambiadores de calor es poco probable debido que dichos equipos reciben mantenimiento constantemente y los materiales con los que están fabricados son muy duraderos. Sin embargo, si la causa de la contaminación proviene desde un intercambiador del FPCC, se deberá aislar dicho intercambiador alineando al otro intercambiador, y corregir la falla en el que se encuentra aislado [CFE-IFAI, 2010].

6.1.2 Consecuencias de la pérdida de enfriamiento de la ACG

Una pérdida prolongada de enfriamiento de la ACG se traduciría en calentamiento y ebullición del líquido refrigerante de la ACG y eventualmente no cubrir el combustible almacenado, en el improbable caso de que no se tomaran medidas correctivas. Esto daría como resultado altos niveles de radiación en la zona de la ACG y prohibiría el acceso del personal.

Durante una pérdida prolongada de enfriamiento de la ACG, se puede generar vapor de agua, ya sea por ebullición o evaporación directa del material de la ACG. Varios equipos de la ACG y las configuraciones de ventilación pueden permitir que el vapor de agua se condense y se acumule en lugares que podrían afectar a otros equipos [USNRC, 1996].

Sin embargo, la pérdida de refrigeración plantea menos riesgo que la pérdida de refrigerante debido a que la pérdida de refrigeración no plantea la amenaza inmediata de descubrir el combustible. Es probable que no haya riesgo al personal sino hasta que el combustible que éste quedase totalmente descubierto [USNRC, 1996].

Para los sucesos de pérdida en enfriamiento y pérdida de refrigerante, la ACG cuenta con el sistema de remoción de calor residual RHR. Este sistema es de uso directo para el reactor y es considerado también un sistema de respaldo para el enfriamiento de la ACG en caso de que el sistema principal no entrara en funcionamiento o quedara fuera por algún motivo.

Este sistema consta de tres lazos, dos de ellos el lazo A y el lazo B tienen la capacidad de suministrar enfriamiento a la alberca de combustible en caso de falla del sistema principal, a su vez el sistema RHR es enfriado por el sistema

de agua de servicio nuclear (NSW) [CFE-IFAI, 2010]. Las características del sistema RHR se describen en la tabla 6.1 y 6.2.

Tabla 6.1 Características del sistema RHR, bombas

Capacidad de Bombeo	
Tipo centrifuga vertical	Velocidad 1800 rpm
Cantidad/capacidad una por lazo/100%	Accionamiento motor eléctrico 600HP
Temperatura de diseño 4 °C-182 °C	Flujo nominal a TDH de 10.3 kg/cm ² , 17411 l/min. (4600 gpm)

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

Tabla 6.2 Características del sistema RHR, intercambiadores de calor

Capacidad de intercambiadores de calor	
Tipo de tubos U	Fluido Agua (lado carcasa)
Cantidad /capacidad dos(lazo A y B) /100%	Presión de diseño (lado carcasa) 35 kg/cm ²
Fluido Agua (lado tubos) del sistema de servicio nuclear	Temperatura de diseño 4°C-250°C
Presión de diseño (lado tubos) 35 kg/cm ²	Flujo máximo (lado carcasa) 17411 l/min
Temperatura de diseño (lado tubos) 4.4°C-260°C	Temperatura de entrada (lado carcasa) 52°C
Flujo 16843 l/min (4450 gpm)	Capacidad de transferencia de calor 65.6x 106 BTU/hr en enfriamiento en parada
Temperatura de entrada 20°C	

[Fuente: CFE-IFAI, 2010]

6.2 Árboles de sucesos

De acuerdo a lo obtenido en los árboles de sucesos se observa que las condiciones normales de operación de las ACG son la forma óptima de disminuir el riesgo asociado a dicho almacenamiento en función de las configuraciones estudiadas.

6.3 Análisis de frecuencia

Para el análisis de frecuencia se utilizan los datos resultantes del análisis histórico de accidentes, del cual se observa que la probabilidad del suceso es muy baja, de acuerdo a la búsqueda bibliográfica sólo se encontraron 28 casos de accidentes e incidentes, ninguno de los 24 incidentes presentaron víctimas mortales, sin embargo, aunque solo son 4 accidentes, el número de heridos y muertos no se presentan en el instante mismo, los efectos se presentan en generaciones posteriores, como el caso de Chernobyl que como accidente mayor en una planta de generación de electricidad, ha tenido consecuencias que han llevado a la clausura total de la planta, por ser un riesgo inminente y la radiación presente en el sitio.

6.4 Propuesta de plan de respuesta en caso de pérdida de refrigerante y refrigeración en el reactor de la Unidad 1

■ Propósito:

Describir las acciones a seguir en caso de pérdida de refrigeración y refrigerante en la alberca de combustible gastado del reactor de la unidad 1

■ Alcance:

El presente documento tiene como alcance las acciones a realizar por el personal de planta en caso de una emergencia e incluye las responsabilidades y acciones del personal.

■ Definiciones:

Agua radiactiva: Agua que contiene elementos radiactivos

Equipo de protección personal: conjunto de elementos y dispositivos, diseñados específicamente para proteger al trabajador contra accidentes y enfermedades que pudieran ser causados por agentes o factores generados con motivo de sus actividades de trabajo y de la atención de emergencias.

Funcionarios: personal que realiza actividades administrativas dentro de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

Incidente: Es un suceso o acontecimiento no deseado, no planeado, no intencional, que interrumpe un proceso ordenado y que resulta en daños a propiedades o pérdidas en los procesos (p/e: equipos, instalaciones o causa pérdida de materiales)

Medio ambiente: conjunto de elementos naturales y artificiales o inducidos por el hombre que hacen posible la existencia y desarrollo de los seres humanos y demás organismos vivos que interactúan en un espacio y tiempo determinados.

Pérdida de refrigeración: suceso en el cual la temperatura del sitio aumenta de manera que se encuentre comprometida la seguridad del personal y del equipo.

Pérdida de refrigerante: Suceso en el cual la cantidad de agua de refrigeración de la Alberca de combustible Gastado disminuye por una fuga.

Personal operativo: Personal que realiza actividades técnicas dentro de la unidad 1.

Plan de acción: Serie de actividades a seguir en caso de ocurrir alguna acción que comprometa la seguridad del equipo y/o del personal.

Situación de emergencia: Es toda situación en la que se encuentra comprometida la seguridad del personal, instalaciones y/o medio ambiente, la cual no puede ser controlada por el personal que la detecta y que por lo tanto

requiere la ayuda de personal especializado ya que no puede ser manejada como una operación normal.

■ **Tipos de emergencia:**

■ **Pérdida de refrigerante**

- **Emergencia 1:** fuga de agua con material radiactivo en filtro o bomba del sistema de enfriamiento de la ACG.
- **Emergencia 2:** fuga de agua con material radiactivo en intercambiador de calor de sistema de enfriamiento de la ACG.
- **Emergencia 3:** Fuga de agua radiactiva en el cuerpo de la ACG.

■ **Pérdida de refrigeración**

- **Emergencia 4:** Falla en equipos del sistema de enfriamiento ya sea de forma mecánica o eléctrica que comprometan la refrigeración de los ensambles de combustible gastado en la ACG.

■ **Zona de riesgo máximo:** área circundante (1 a 10 metros) a la situación de emergencia en la cual la exposición del personal a la radiación es máxima.

■ **Zona de riesgo mínimo:** área circundante (10 a 20 metros) a la situación de emergencia en la cual la exposición del personal a la radiación es mínima.

■ **Responsabilidades:**

Responsabilidades de TODO el personal que labora en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde:

- a) Es responsabilidad de todo el personal informar al personal especializado al detectar una situación de emergencia.
- b) Seguir el procedimiento en casos de emergencia interna en la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.
- c) Seguir las instrucciones del personal de Seguridad Industrial de la CNLV para evitar riesgos al personal.

Responsabilidades del personal especializado:

- a) Es responsabilidad del personal especializado brindar sus servicios para controlar la situación de emergencia.
- b) Contar con los recursos materiales para el control de la emergencia.

Responsabilidades del personal de Seguridad Industrial:

- a) Es responsabilidad del personal de Seguridad Industrial coordinar la atención de la situación de emergencia, haciendo uso de los recursos materiales y humanos disponibles para evitar riesgos al personal y contaminación al medio ambiente.

- b) Dar las indicaciones necesarias para la evacuación del personal a las áreas de reunión internas, en coordinación con el personal Brigadista.

Acciones del personal que labora en la Central Laguna Verde:

Cualquier persona que detecte una posible situación de emergencia relacionada a la ACG, deberá activar plan de respuesta en caso de pérdida de refrigerante y refrigeración en el reactor de la Unidad 1 de acuerdo a los siguientes lineamientos:

- a) Si detecta una situación de emergencia no trate de controlarla solo y sin el Equipo de Protección Personal (EPP) adecuado, esto ayudara a minimizar la exposición a los materiales radiactivos.
- b) Active la alarma más cercana en caso de emergencia.
- c) Informe al personal de Seguridad Industrial de la situación de emergencia a través de los medios de comunicación interna.
- d) Retírese del lugar donde este en riesgo su seguridad, observe su dosímetro para tener en cuenta la cantidad de radiación a la cual se expone.

Acciones en caso de pérdida de refrigerante:

En caso de fuga por bomba del sistema de enfriamiento de la ACG.

- a) En caso de detectar una “emergencia 1” la cual involucre una bomba del sistema de enfriamiento de la ACG se deberá acordonar el área.
- b) Desactivar la alimentación eléctrica de la bomba para eliminar riesgos eléctricos, previo uso del EPP adecuado para evitar riesgos por contacto de agua con material radiactivo.
- c) Alinear la bomba secundaria del sistema enfriamiento de la ACG eliminando así la posibilidad de contacto del personal con agua radiactiva (en caso de fuga).
- d) Una vez alineada la bomba secundaria limpiar el área para eliminar contaminaciones en otras áreas de la planta.
- e) Colocar el material utilizado en un contenedor previamente rotulado, esto para que se elimine el contacto y radiación hacia el personal.
- f) Colocar brida ciega a la succión de la bomba para evitar posibles derrames.
- g) Realizar la reparación o sustitución inmediata de dicho equipo para eliminar la fuga o daño eléctrico del motor respectivo.

En caso de fuga por filtro del sistema de enfriamiento de la ACG.

- a) En caso de detectar una “emergencia 1” la cual involucre un filtro del sistema de enfriamiento del ACG se deberá detener el equipo para revisar su posible taponamiento o fuga por el cuerpo del equipo y poder llevar a cabo su reparación inmediata.

En caso de fuga por el cuerpo de la ACG:

- a) En caso de detectar una “emergencia 3” se debe de acordonar el área para evitar contacto.

- b) Usar el EPP adecuado para la reparación y eliminación de la fuga.
- c) Colocar dique de contención para eliminar contaminación a otras áreas de la planta, si es necesario utilizar contenedores para el agua de la fuga.
- d) Colocar el material utilizado en un contenedor previamente rotulado, esto para que se elimine el contacto y radiación hacia el personal.
- e) Ubicar sitio de la fuga y solicitar que el personal especializado realice la evaluación, si es posible repararlo de manera inmediata siempre y cuando no comprometa la seguridad e integridad de la ACG ni del personal.

En caso de falla en equipos del sistema de enfriamiento (eléctricos o mecánicos).

- f) Debido a que estos equipos comprometen el enfriamiento de la ACG será necesario evaluar el posible riesgo en caso de atascamiento, pérdida de succión, falta de agua de servicio para enfriamiento, falla eléctrica de motores asociados al sistema de enfriamiento para su restablecimiento de forma inmediata.

Acciones en caso de pérdida de refrigeración

En caso de pérdida de refrigeración debido a los casos antes identificados será obligación del personal involucrado en el monitoreo de las condiciones de la ACG informar de forma inmediata a su superior inmediato dicho acontecimiento para identificar el motivo de la pérdida de refrigeración, a continuación seguir los pasos en caso de pérdida de refrigeración.

CAPÍTULO 7 CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

7.1 CONCLUSIONES GENERALES

- ❖ Se investigó sobre la disposición segura de los residuos radiactivos de alto nivel en Laguna Verde, Veracruz, considerando el riesgo a la salud y al ambiente. Actualmente la Planta cuenta con un sistema de almacenamiento temporal para los residuos de alto nivel el cual se considera tenga una capacidad de almacenamiento para la vida útil de la planta, sin embargo, el método que comentó el personal de la planta, para la disposición temporal pero a más largo plazo de los residuos es en seco, pero no es una opción definitiva que se tenga ampliamente desarrollada, sin embargo, el estudio desarrollado en la presente investigación mostró que dicha disposición sería viable para los residuos ya que se podrían utilizar a futuro para recuperación de material.
- ❖ Se identificó la existencia de peligro y se realizó un análisis de consecuencias para estimar el riesgo de la disposición actual de los residuos de alto nivel, generados en la CNLV en Veracruz. No se encontró existencia de peligro por el manejo de dichos residuos por lo tanto no se propusieron medidas de mitigación de riesgos para su manejo. Sin embargo se encontraron riesgos para el almacenamiento de dichos residuos y se realizó una propuesta de plan de acción en caso de pérdida de refrigeración y refrigerante
- ❖ Los peligros identificados a través de un análisis de funcionalidad y operatividad así como un análisis histórico de accidentes fueron la pérdida de refrigerante y la pérdida de refrigeración en la alberca de combustible, identificando el daño al personal y al medio ambiente en general.

A través de estos peligros identificados se realizó un análisis de consecuencias. Para eliminar las consecuencias de la pérdida de refrigerante, la alberca cuenta con un control redundante, la colocación de una segunda bomba e intercambiador de calor que, en caso de falla de los que se encuentren alineados en el momento de la operación del sistema de enfriamiento, estos evitan que pueda aumentarse de manera abrupta la temperatura del reactor. En caso de tener una falla en el sistema antes mencionado se cuenta con el sistema de remoción de calor residual (RHR) que está relacionado con el enfriamiento del reactor.

Para eliminar las consecuencias por la pérdida de refrigeración en la Central se cuenta con un monitoreo constante de los puntos identificados como el fondo de la alberca y la compuerta de drenado de la alberca de combustible.

Debido a las medidas ya adoptadas en el sitio y a los controles técnicos para el manejo de estos residuos no se propusieron medidas de mitigación de riesgos asociadas al manejo de dichos residuos para su almacenamiento temporal.

7.2 CONCLUSIONES ESPECÍFICAS

- Se describió el sistema en la CNLV constituido por las fuentes de peligro y se describieron los receptores de riesgo, que son los operadores de la Central, los funcionarios, la comunidad y el ambiente en general. Las fuentes de peligro identificadas fueron el agua radiactiva de la ACG y los ensambles de combustible gastado de acuerdo al área de investigación. De forma específica se identificaron los siguientes equipos: intercambiadores de calor, los filtros de desechos del sistema de enfriamiento y la compuerta de drenado de la alberca de combustible gastado. Anteriormente se han descrito los acontecimientos posibles en el sitio (pérdida de enfriamiento y refrigerante) y las características tales como fuga o derrame de material radiactivo.

Los receptores inmediatos a dichos riesgos son los operadores de la CNLV posteriormente los funcionarios, el medio ambiente principalmente en los ríos aledaños descritos anteriormente y el Golfo de México incluyendo flora y fauna de dicho golfo.

- Se identificó la existencia de peligro y se definieron las características del acontecimiento. La existencia de peligro se identificó en equipos asociados al sistema de enfriamiento de la ACG siendo éstos la parte más vulnerable para el almacenamiento de los ensambles de combustible gastado. Los equipos fueron los intercambiadores de calor, bombas de recirculación, filtros para material radiactivo y la alberca de combustible. Las características del acontecimiento fueron estudiadas y se encuentran descritas en el capítulo 4, siendo éstas la pérdida de enfriamiento y la pérdida de refrigeración.
- Se estimó el impacto de la liberación de residuos peligrosos en el equipo de la Central, la población, propiedades y en el ambiente en general. La estimación del impacto de la liberación de residuos peligrosos de alto nivel en el equipo de la CNLV mostró que en caso de una pérdida de refrigerante de la ACG podría haber combustible descubierto y dañarse así como contaminar el agua de la ACG. El agua radiactiva podría afectar a los operadores si entraran en contacto directo y el agua podría seguir su curso impactando al suelo de la planta. Adjunto a esto la disminución de refrigerante provocaría que el personal estuviera en contacto directo con la radiación de los ensambles de combustible gastado. La pérdida de materiales estaría en función del equipo que entrarse en contacto con el agua radiactiva debido a que la disminución de su radiactividad podría ser muy prolongada y por lo tanto deberá ser descontaminado o desechado. En función del medio ambiente, el agua radiactiva provocaría daños al suelo donde penetre el agua radiactiva y habría un posible recorrido hacia los ríos aledaños o al Golfo de México,

impactando en la fauna y flora de la región así mismo transportándolo hacia las comunidades aledañas.

- Se propusieron medidas de control para la disposición de los residuos radiactivos de alto nivel en la Central Laguna Verde, aunque ésta cuenta con los controles técnicos y administrativos para el almacenamiento de los residuos radiactivos de alto nivel. Las medidas de control se propusieron en función de los acontecimientos identificados y están contenidos en el “Plan de acciones en caso de pérdida de refrigerante y pérdida de refrigeración”

7.3 RECOMENDACIONES

- ✓ Es importante observar las ventajas y desventajas técnicas y económicas de los métodos de disposición de residuos radiactivos de alto nivel expuestos en el presente trabajo para poder determinar el método más factible de disposición final de dichos residuos, tomando en cuenta sus características específicas, ya que el personal de la Central menciona que actualmente no cuenta con un método estudiado ni definitivo para poder disponer de estos residuos, es importante contemplar una instalación específica y especializada para la disposición de dichos residuos donde los métodos de control y de monitoreo permitan evitar incidentes que pudieran afectar a las poblaciones cercanas o al medio ambiente.
- ✓ Se recomienda que en caso de pérdida de refrigerante y refrigeración se lleve a cabo el “Plan de acción en caso de pérdida de refrigerante y pérdida de refrigeración” propuesto en el presente trabajo y adecuarlo de forma que se cuente con características más específicas del sitio así como de los puestos y funciones en caso de una emergencia relacionada con los residuos radiactivos

GLOSARIO

Análisis de riesgos: es un análisis de los posibles eventos y sus probabilidades de ocurrencias conjunta con sus consecuencias potenciales [OIEA, 2003]

Accidente: suceso incontrolado capaz de producir daño. El objetivo final de la identificación de riesgos consiste en la determinación de los accidentes característicos de la instalación [Dirección General de Protección Civil, 1994]

Actividad: es el número de desintegraciones por unidad de tiempo. Unidades representativas Becquerel ($1\text{Bq}=1$ desintegración/1 segundo= s^{-1}), Curie ($1\text{Ci}=37\ 000\ 000\ 000\ \text{Bq}$) [OIEA, 2003]

Combustible Nuclear: Es el material constituido por uranio natural, uranio enriquecido, o uranio empobrecido hasta el grado que fije la Secretaría de Energía, o el material nuclear fisionable especial, que se emplea en cualquier reactor nuclear [NOM-004-NUCL-1994]

Ciclo del combustible: se define como la trayectoria que sigue, en sus diversas etapas, el combustible del reactor nuclear [Glasstone et al, 1990]

Criticidad: es una reacción en cadena autosostenida, si es controlada da lugar a un reactor nuclear, si es incontrolada da lugar a un **accidente de criticidad** [UNSAM, 2009]

Desecho Radiactivo: Cualquier material del que no se tenga previsto uso alguno, y que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de radiactividad, mayores a los señalados por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. [NOM-004-NUCL-1994]

Escenario de suceso iniciador: es el lugar real en el cual este se produce [Dirección General de Protección Civil, 1994]

Espalación: Tipo de reacción nuclear que produce la expulsión de varias partículas de un núcleo atómico cuando hay una colisión con una partícula de alta energía, luego de esta colisión, tanto el número atómico del núcleo bombardeado, como el másico sufren alteraciones [Diccionario logos, 2009]

Evaluación de riesgos: una evaluación de los riesgos radiológicos asociados con operaciones normales y accidentes potenciales involucrando una fuente o ejercicio. Este normalmente incluye evaluación de consecuencias y probabilidades asociadas [OIEA, 2003]

Incidente: es todo suceso no deseado, o no intencionado, que bajo circunstancias muy poco diferentes podría ocasionar pérdidas para las personas, la propiedad o los procesos [Rodellar, 1988]

Isótopos: Los elementos cuyos átomos presentan el mismo número de protones pero difieren en el número de neutrones, reciben el nombre de isótopos [EPA, 2009]

Material Radiactivo: Cualquier material que contiene uno o varios radionúclidos que emiten espontáneamente partículas o radiación electromagnética, o que se fisianan espontáneamente [NOM-004-NUCL-1994]

Material Físil: es el que se fisiona con neutrones térmicos en un reactor, con lo cual se produce energía [CFE, 2004]

Material Fértil: es el tipo de material que al irradiarse con neutrones, produce algún material físil, en lo que se conoce como una reacción de cría [CFE, 2004]

Número de masa: La suma del número de protones y el número de neutrones constituye el número de masa [CFE, 2004]

Operabilidad: algo que causa que el operador improvise en sus acciones de trabajo [PUMA, 2009]

Peligro: cualquier evento (reacción química, mal funcionamiento del equipo o error del operador) que permite un evento no deseado “peligrosos”) [PUMA, 2009]

Residuos de vida corta: Se refiere a residuos radiactivos cuyo decaimiento en cuanto a un nivel de actividad es considerado aceptablemente bajo desde un punto de vista radiológico, dentro de un periodo de tiempo durante el cual se tienen controles administrativos [OIEA, 1994]

Residuos de vida larga: son residuos radiactivos que no decaen en su actividad a un nivel aceptable durante el tiempo en el que se tuvieron controles administrativos [OIEA, 1994]

Radionúclido: Un núcleo (de un átomo) que posee propiedades de desintegración espontánea (radiactividad). Los núcleos se distinguen por su masa y número atómico.

Radionúclidos de Vida Media Corta: Son aquellos cuya vida media es menor o igual a 30 años, incluyendo al Cesio-137 [NOM-004-NUCL-1994]

Radionúclidos de Vida Media Larga: Son aquellos cuya vida media es mayor a 30 años, excepto el Cesio-137 [NOM-004-NUCL-1994]

Síndrome de radiación aguda: Se debe a dosis altas recibidas en poco tiempo, es un efecto determinístico con manifestaciones clínicas que pueden incluir náusea, vómito, diarrea y eventualmente, dependiendo de la dosis, puede ocurrir la repercusión a la muerte a consecuencia, principalmente del daño causado a la médula ósea [Chernobyl, 2009].

Suceso iniciador: evento interno o externo anómalo que puede conducir a un accidente. Ejemplo de suceso iniciado: fallo de un sistema de refrigeración, fuga, sismo, etc. [Dirección General de Protección Civil, 1994]

Tiempo de vida Media: el tiempo transcurrido par que una cantidad de un material específico en un lugar determinado decrezca en la mitad como resultado de un proceso o procesos específicos que sigan patrones exponenciales similares al decaimiento radiactivo [OIEA, 2003]

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- **Azuela, L.F. y Talancón, J.L., 1999** *Contracorriente-Historia de la energía nuclear en México (1945-1995)*. Instituto de Geografía UNAM e Instituto de Investigaciones Sociales, Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM). México, Plaza y Valdez, pp. 371-373.
- **Bennett, B. et al., 2006** WHO, World Health Organization. *Health effects of Chernobyl accident and special health care programmes*. EUA.
- **Casanovas, B. J. et al., 2000** *Origen y gestión de residuos radiactivos*. España, ENRESA.
- **César, V.E. et. al., 1996** *Riesgo Ambiental*. Primera edición. Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM). México, 1996.
- **CFE Comisión Federal de Electricidad**
 - **CFE, 2004** *Generación de Electricidad. Del fuego a la energía nuclear*. México, pp. 14-25, 28-37, 41-45, 51-56.
 - **CFE, 2009a** *Reporte final de análisis de seguridad*, capítulo 9, pp. 51-54, capítulo 1, pp. 47-60.
- **CFE-IFAI Instituto Federal de Acceso a la Información Pública**. Respuesta de solicitud de información referente a la CNLV, 31/08/2009, 02/09/2009, 07/01/2010, 11/01/2010, 14/06/2010
- **CNSNS, 2009** Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas, *Carpeta con estudios de Impacto Ambiental de la Central nuclear Unidades 1 y 2*. Fecha de consulta 23/02/2009.
- **Dirección General de Protección Civil, 1994** *Guías técnicas: Metodologías para el análisis de riesgos. Métodos cualitativos para el análisis de riesgos*. España.
- **Glasstone S., et al., 1990** *Ingeniería de reactores nucleares*. México, Reverté.
- **ININ, 2008** Instituto Nacional de Investigación Nucleares. *Disposición de desechos de nivel bajo e intermedio*. ININ, México, 2008, pp. 1-21
- **INET-GTZ, 2003** "Gestión de Residuos Sólidos" Colección: Educar para el Ambiente Manuel para el docente. Argentina.
- **Kolluru, R.V. et al., 1998** Manual de Evaluación y Administración de Riesgos, McGraw-Hill, 1998
- **LEY 25018, 2003** *Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos*. Argentina, 2003.
- **Maldonado, M.A.L., 2001** Tesis de licenciatura "El desastre nuclear de Chernobyl y la enmienda a la convención de Viena de 1963 sobre responsabilidad civil por daños nucleares y su repercusión jurídica en México", capítulo 3, UNAM. México, 2001.
- **Merck Index, 2001** Enciclopedia de compuestos químicos, fármacos y biológicos. Treceava edición. México, John Wiley & Sons, 2001.
- **NOM-004-NUCL-1994**, *Norma Oficial Mexicana, Clasificación de residuos radiactivos*.
- **NRF-018-PEMEX-2007**, Estudios de Riesgo, 2007
- **OIEA**, Organización Internacional de Energía Atómica (IAEA en inglés):
 - **OIEA, 1994** *Clasificación de residuos radiactivos*. Serie "Guía de seguridad", publicado con el programa RADWASS. Viena, 1994.
 - **OIEA, 2002** *Almacenamiento de residuos radiactivos*, septiembre, 2002.
 - **OIEA, 2003** *Glosario de la administración de residuos radiactivos*, 2003.
 - **OIEA, 2008** *Follow-up IAEA a mission in relation to the findings and lessons learned from the 16 July 2007 Earthquake at Kashiwazaki-Kariwa NPP, 2008*

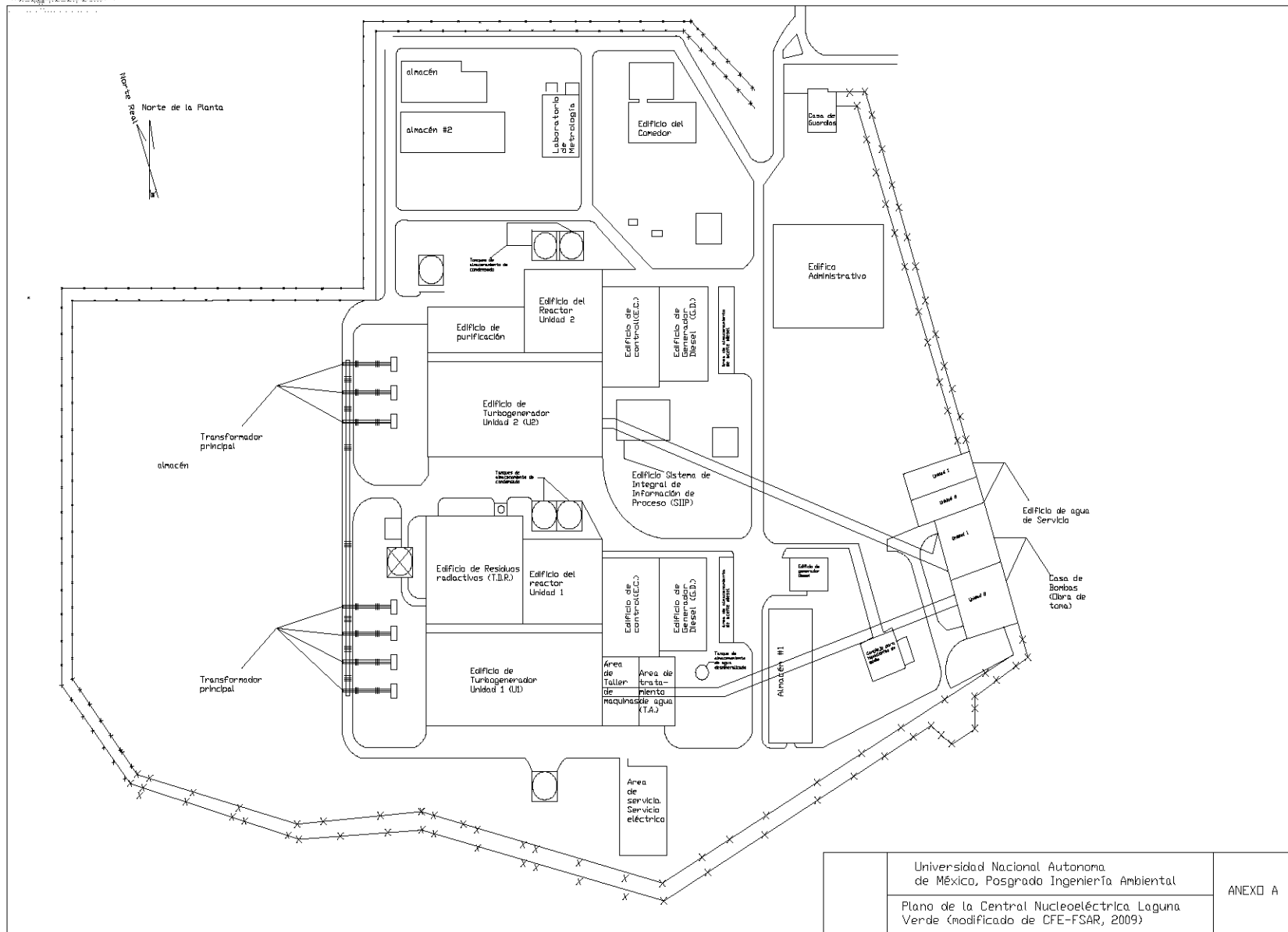
- **Posgrado UNAM**, Universidad Nacional Autónoma de México. Visita Industrial Central Nucleoeléctrica Laguna Verde y Laboratorio de análisis radiológico de la CNLV. México, 19/04/2009.
- **PUMA, 2009** *Administración y análisis de riesgos*. Bufete ambiental técnico, S.A de C.V., 2009.
- **Rodellar, L.R., 1988** *Seguridad e higiene en el trabajo*. España, MARCOMBO, 1988
- **Turk, A., et al. 1981** *Tratado de ecología*. Segunda edición. México, Interoamericana, 1981
- **USDE, 2008**. United States Department of Energy. *Third National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*. EUA, 2008, pp. 27, 28.
- **USNRC, 1996** United States Nuclear Regulatory Commission, Loss of Spent Fuel Pool Cooling PRA: Model and Results, EUA 1996.

Referencias Electrónicas

- **Answers**, <<http://www.answers.com/topic/radioactive-decay>> [consulta: 19/10/2009].
- **CAEBIS, 2009** Centro Atómico EZEIZA. Disponible en: <http://caebis.cnea.gov.ar/IdEN/CONOC_LA_ENERGIA_NUCX/CAPITULO_6_Difusion/CICLO_COMB_NUCL/CICLO%20COMBUSTIBLE%20NUCLEAR.jpg> [Consulta: 13/10/2009]
- **CFE** Comisión Federal de Electricidad.
 - **CFE, 2008a** Generación de electricidad Disponible en: <<http://www.cfe.gob.mx/sustentabilidad/publicaciones/genElectricidad/Paginas/Generaciondeelectricidad.aspx>> [Consulta: 5/10/2008].
 - **CFE, 2008b** Visita Virtual Central Nucleoeléctrica Laguna Verde. Disponible en: <<http://www.cfe.gob.mx/es/LaEmpresa/generacionelectricidad/visitasvirtuales/lagunaverdenucleoelectrica/piso.htm>> [Consulta: 05/10/2008].
 - **CFE, 2009b** Informe anual de labores 2009-2010. Disponible en: <http://www.cfe.gob.mx/QuienesSomos/publicaciones/Documents/2010/4%C2%BAInformedeLaboresdeCFE2009_2010.pdf> [Consulta: 05/10/2008].
- **Chernobyl, 2009** Plataforma internacional de comunicaciones de consecuencias a largo plazo del desastre de Chernobyl. Disponible en: <<http://www.chernobyl.info/index.php>> [Consulta: 11/09/2009].
- **Ciencias de la Tierra y del medio ambiente, 2008** Libro electrónico español. Disponible en: <<http://www.tecnun.es/asignaturas/Ecologia/Hipertexto/00General/IndiceGral.html>> [Consulta: 21/05/2008].
- **Ciencia Hoy, 1996** Revista de divulgación científica y tecnológica, Centrales nucleares la evaluación probabilística de su seguridad, Volumen 5, N°35, 1996. Disponible en: <<http://www.cienciahoy.org.ar/hoy35/centr06.htm>>
- **CNA, 2009** Comisión Nacional del Agua, sistema de información del agua, huracanes. <<http://www.conagua.gob.mx/>> [Consulta: 21/05/2009].
- **CNSNS**, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardas, Nota informativa sobre los acontecimientos en la Central Nuclear de Fukushima, DAIISHI, 3 de abril de 2011. Disponible en: <http://www.cnsns.gob.mx/seguridad_nuclear/nota_informativa_3_abril_2011.php> [Consulta: 05/2009]
- **CSVA**, Consejo del Sistema Veracruzano del Agua:

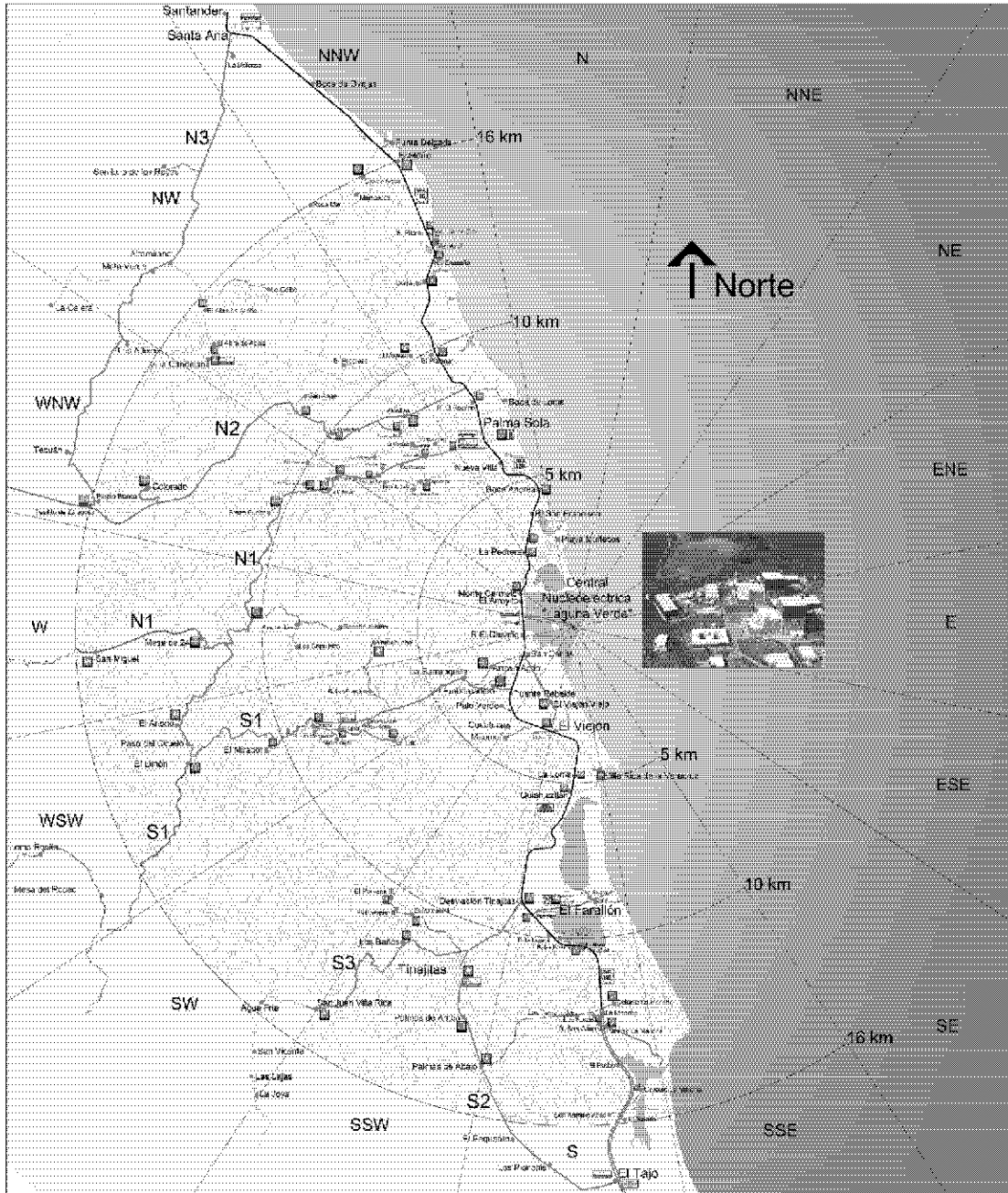
- CSVA, 2009a** Red Hidrográfica, Visor, región Actopan-La Antigua. Disponible en:
<http://www.csva.gob.mx/sih/proyecto_2/pag_proyecto_img_visor.php?xregion=3&xtematica=14> [Consulta: 21/05/2009].
- **CSVA, 2009b** Sistema de información Hidráulica. Disponible en:
<<http://www.csva.gob.mx/sih/index.php>> [Consulta: 21/05/2009].
- **Corey, G.R., 2009** A brief review of the accident at Three Mile Island, IAEA boletín No. 5-VOL 21. Disponible en:
<<http://www.iaea.org/Publications/Magazines/Bulletin/Bull215/21502795459.pdf>> [Consulta: 13/07/2009].
- **Diccionario logos, 2009** Disponible en:
<http://www.logosdictionary.org/pls/dictionary/new_dictionary.gdic.main?word=ESPALACI%C3%93N> [Consulta: 22/05/2009].
- **EPA, 2009** Environmental Protection Agency of United Sates. Disponible en:
<<http://www.epa.gov/rpdweb00/understand/isotopes.html>> [Consulta: 22/05/2009]
- **Gobierno de España, 2008** Ministerio de industria, turismo y comercio, Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Disponible en:
<<http://www.mityc.es/Nuclear/Seccion/Combustible/FabricacionCombustible/>> [Consulta: 21/10/2008].
- **Greenpeace, 2009** Calendario de accidentes nucleares. Disponible en:
<<http://archive.greenpeace.org/comms/nukes/chernob/rep02.html>> [Consulta: 10/10/2009].
- **Grupo Prevenir Consulting, 2009** Disponible en:
<<http://www.grupoprevenir.es/fichas-seguridad-sustancias-quimicas/1251.htm>> [Consulta: 12/10/2009].
- **INE-LEGEPA**, Instituto Nacional de Ecología, Ley General de Equilibrio Ecológico y Protección Ambiental, 1998. Disponible en:
<<http://www2.ine.gob.mx/publicaciones/libros/398/palomo.html>> [Consulta: 16/01/2011]
- **INEGI**, Instituto Nacional de Estadística, Geografía e Informática.
- **INEGI, 2009a** Cuéntame, Información por entidad, Veracruz de Ignacio De la Llave. Disponible en:
<http://cuentame.inegi.gob.mx/monografias/informacion/ver/territorio/div_municipal.aspx?tema=me&e=30> [Consulta: 18/08/2009].
 - **INEGI, 2009b** Sistema Nacional de Información Estadística y Geográfica, SNIEG. Disponible en:
<<http://galileo.inegi.org.mx/website/mexico/viewer.htm?sistema=1&s=geo&c=1160>> [Consulta: 18/10/2009].
- **ININ** Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.
- **ININ, 2008** Las radiaciones. Disponible en:
<<http://omega2.inin.mx/paraconocer/lasradiaciones.pdf>> [Consulta: 19/10/2008].
 - **ININ, 2009** La determinación y el análisis de las características fisicoquímicas de cupones testigo de BORAL, un servicio con valor agregado para la CLV. Disponible en:
<<http://www.inin.mx/publicaciones/documentospdf/35%20BORAL.pdf>> [Consulta: 21/05/2009].
- **Mc Graw Hill, 2011** Interamericana de España, Tabla periódica. Disponible en:
<http://www.mcgraw-hill.es/bcv/tabla_periodica/mc.html> [Consulta: 23/09/2011]
- **National Weather Service, 2009** National Hurricane Center, EUA. Disponible en: <<http://www.nhc.noaa.gov/>> [Consulta: 21/05/ 2009].

- **NEA, 2009** Nuclear Energy Agency, Work areas, México. Disponible en: <<http://www.nea.fr/html/general/profiles/mexico.html>> [Consulta: 20/10/2009].
- **OIEA [IAEA]** International Atomic Agency.
 - **OIEA, 2009a** 50 Years of Nuclear Energy. Disponible en: <http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC48/Documents/gc48inf-4_ftn3.pdf> [Consulta: 20/09/2009].
 - **OIEA, 2009b**, PRIS Power Reactor Information System. Disponible en: <<http://www.iaea.org/programmes/a2/>> [Consulta: 10/10/2009].
 - **OIEA, 2011a** Factsheets & FAQs, Reactores avanzados. Disponible en: <http://www.iaea.org/Publications/Factsheets/Spanish/advrea_sp.html> [consultada: 23/09/2011]
 - **OIEA, 20011b** Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste , Safety Guide No. SSG-14, 2011. Disponible en: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1483_web.pdf> [Consulta: 23/09/2011]
- **PERE, 2009** Plan de Emergencia Radiológico Externo. Disponible en: <<http://www.proteccioncivil.gob.mx/Portal/PtMain.php?nldHeader=305&nldPanel=308&nldLateralIzq=302&nldLateralDer=303&nldFooter=301>> [Consulta: 21/05/2009].
- **SEGOB, 2009** Secretaría de Gobernación, Enciclopedia de los Municipios de México estado de Veracruz, Alto Lucero. Disponible en: <<http://www.e-local.gob.mx/work/templates/enciclo/veracruz/municipios/30009a.htm>> [Consulta: 21/05/2009].
- **SMN, 2009** Servicio Meteorológico Nacional.
 - Estación climatológica La Mancha. Disponible en: <<http://smn.cna.gob.mx/productos/normales/estacion/ver/NORMAL30353.TXT>> [Consulta: 21/05/2009].
 - <<http://smn.cna.gob.mx/productos/normales/estacion/ver/NORMAL30222.TXT>> [Consulta: 21/05/2009].
- **SSN, 2009** Servicio de Sismología Nacional. Disponible en: <<http://www.ssn.unam.mx/>> [Consulta: 19/11/2009].
- **Universidad de Extremadura, 2009** España. Disponible en: <<http://www.unex.es/edafo/FAO/Feozem.htm>> [Consulta: 21/05/2009].
- **UNSAM, 2009** Universidad Nacional de San Martín, Instituto de Tecnología Nuclear. Disponible en: <www.ibeninson.com.ar/nsite/archivos/Criticidad.pdf> [Consulta: 21/05/2009].
- **USNRC** United States Nuclear Regulatory Commission.
 - **USNRC, 1996** Student's Corner BWR reactor. Disponible en: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/reactors.html>> [Consulta: 21/05/2009].
 - **USNRC, 2002** Radioactive Waste: Production, Storage, Disposal. pp. 13, 2002. Disponible en: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0216/r2/br0216r2.pdf>> [Consulta: 20/08/2009].
 - **USNRC, 2007** Glosario. Disponible en: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/waste-radioactive.html>> [Consulta: 21/05/2009].
 - **USNRC, 2009** Backgrounder on the Three Mile Island Accident. EUA, 2009. Disponible en: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>> [Consulta: 20/09/2009].
- **World Nuclear Association, 2009** Nuclear Power in the World Today. Disponible en: <<http://www.world-nuclear.org/info/inf01.html>> [Consulta: 21/05/2009].



Universidad Nacional Autónoma de México, Posgrado Ingeniería Ambiental
Plano de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (modificado de CFE-FSAR, 2009)

ANEXO B



CFE
Comisión Federal de Electricidad

CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA
LAGUNA VERDE UN Y 2
PLAN DE EMERGENCIA
RADIOLÓGICA EXTERNO
Héroe

Simbología

Centro de Control de Emergencias (CCE)	Ciudad (Estación)	Puerto (Estación)
CR, Centro de Reserva	Autómatas (Línea)	Carretera Estatal
PISTA (Línea) Líneas de Transmisión Norte	Carretera Reservas	Carretera No Reservada
TORRENTA (Línea) Líneas de Transmisión Sur	Río	Cuadrícula (Línea)
Línea de Transmisión	Río	Cuadrícula (Línea)

NOMBRE DEL PLANO: PLANO N°
ZONA DE PLANEACIÓN DE EMERGENCIAS DE CENTRAL NUCLEOELÉCTRICA LAGUNA VERDE A-01

DEPENDENCIA: COMISIÓN FEDERAL DE ELECTRICIDAD

ESCALA GRÁFICA: 1:50,000

↑ Norte
JVD
ENERO 2003
10/1/02

ANEXO C

Propiedades Físicoquímicas del Dióxido de Uranio (UO₂)
[Traducido de *Merck Index, 2007*]

Nombre: Dióxido de Uranio, óxido de uranio

Color: negro

Formula: UO₂

Peso molecular: 270.03 g/mol

Porcentaje en el compuesto: O=11.85% U=88.15%

Forma de obtención: Se produce en la naturaleza como minerales de uraninita o pechblenda. Cuando es obtenido por calentamiento el óxido de uranio, es café o rojo cobrizo y es pirofórico.

Densidad: 10.97 g/cm³

Punto de fusión: 2865°C

Solubilidad: Insoluble en agua, diluye ácidos, soluble en condiciones ácidas

Usos: combustible nuclear

ANEXO D
Hoja de Datos de Seguridad (HDS)

<p style="text-align: center;">DIÓXIDO DE URANIO UO₂ Masa molecular: 270.0</p> <p>Nº CAS 1344-57-6 Nº ICSC 1251</p>			
TIPOS DE PELIGRO/ EXPOSICION	PELIGROS/ SINTOMAS AGUDOS	PREVENCIÓN	PRIMEROS AUXILIOS/ LUCHA CONTRA INCENDIOS
INCENDIO	Combustible.	Evitar las llamas.	Agua pulverizada, polvo.
EXPOSICIÓN		¡EVITAR LA DISPERSIÓN DEL POLVO! ¡HIGIENE ESTRICTA!	¡CONSULTAR AL MÉDICO EN TODOS LOS CASOS!
INHALACIÓN		Evitar la inhalación de polvo fino y niebla. Ventilación (no si es polvo), extracción localizada o protección respiratoria.	Aire limpio, reposo y proporcionar asistencia médica.
PIEL		Guantes protectores.	Quitar las ropas contaminadas. Aclarar y lavar la piel con agua y jabón y proporcionar asistencia médica.
OJOS	Enrojecimiento, dolor.	Gafas ajustadas de seguridad o protección ocular combinada con la protección respiratoria si se trata de polvo.	Enjuagar con agua abundante durante varios minutos (quitar las lentes de contacto si puede hacerse con facilidad) y proporcionar asistencia médica.
INGESTIÓN		No comer, ni beber, ni fumar durante el trabajo. Lavarse las manos antes de comer.	Enjuagar la boca y proporcionar asistencia médica.

DERRAMAS Y FUGAS	ALMACENAMIENTO	ENVASADO Y ETIQUETADO
<p>Barrer la sustancia derramada e introducirla en un recipiente; si fuera necesario, humedecer el polvo para evitar su dispersión y trasladarlo a continuación a un lugar seguro. (Protección personal adicional: respirador de filtro P3 contra partículas tóxicas).</p>	<p>Mantener bien cerrado.</p>	
<p>ICSC: 1251</p>		<p>Preparada en el Contexto de Cooperación entre el IPCS y la Comisión de las Comunidades Europeas © CCE, IPCS, 1994</p>

<p>D A T O S</p> <p>I M P O R T A N T E S</p>	<p>ESTADO FÍSICO; ASPECTO</p> <p>Cristales o polvo entre negro y marrón.</p> <p>PELIGROS FISICOS</p> <p>PELIGROS QUÍMICOS</p> <p>La sustancia puede incendiarse espontáneamente en contacto con el aire cuando se calienta a una temperatura superior a 700°C.</p> <p>LÍMITES DE EXPOSICIÓN</p> <p>TLV(como TWA): 0.2 mg/m³ (como U) (ACGIH 1997-1998). TLV(como STEL): 0.6 mg/m³ (como U) (ACGIH 1997-1998).</p>	<p>VIAS DE EXPOSICIÓN</p> <p>La sustancia se puede absorber por inhalación del aerosol.</p> <p>RIESGO DE INHALACIÓN</p> <p>La evaporación a 20°C es despreciable; sin embargo, se puede alcanzar rápidamente una concentración nociva de partículas en el aire por pulverización o cuando se dispersa, especialmente si está en forma de polvo.</p> <p>EFFECTOS DE EXPOSICIÓN DE CORTA DURACIÓN</p> <p>La sustancia irrita los ojos. La sustancia puede causar efectos en el riñón, dando lugar a lesiones del tejido.</p> <p>EFFECTOS DE EXPOSICIÓN PROLONGADA O REPETIDA</p> <p>Los pulmones pueden resultar afectados por la exposición prolongada o repetida a las partículas de polvo.</p>
--	--	---

PROPIEDADES FÍSICAS	Punto de fusión: 2865°C Densidad relativa (agua = 1): 11.0 Solubilidad en agua: Ninguna.	
DATOS AMBIENTALES		
NOTAS		
Los datos disponibles sobre efectos de esta sustancia en la salud humana son insuficientes, por consiguiente, debe procederse con gran cuidado. NO llevar a casa la ropa de trabajo.		
INFORMACIÓN ADICIONAL		
FISQ: 5-079 DIÓXIDO DE URANIO		
ICSC: 1251	DIÓXIDO DE URANIO	
© CCE, IPCS, 1994		

[Fuente: *Grupo Prevenir Consulting, 2009*]

ANEXO E

Estación Climatológica Santa Ana (1971-2000) [SMN, 2009]

SERVICIO METEOROLÓGICO NACIONAL

NORMALES CLIMATOLÓGICAS 1971-2000

ESTADO DE: VERACRUZ

ESTACION: 00030222 SANTA ANA, ALTO LUCERO

LATITUD: 19°52'48" N.

LONGITUD: 096°30'12" W.

ALTURA: 12.0 MSNM.

ELEMENTOS	ENE	FEB	MAR	ABR	MAY	JUN	JUL	AGO	SEP	OCT	NOV	DIC	ANUAL
TEMPERATURA MAXIMA													
NORMAL	25.0	25.3	28.3	30.3	32.1	32.3	31.8	32.0	31.9	30.8	28.6	72.0	29.6
MAXIMA MENSUAL	27.4	26.9	29.5	32.0	33.3	33.9	33.2	33.4	33.3	31.9	30.7	31.9	
AÑO DE MAXIMA	1974	1971	1975	1984	1980	1983	1979	1977	1977	1981	1983	9B3	
MAXIMA DIARIA	32.0	34.0	37.5	38.5	41.0	38.0	38.0	35.0	35.5	35.0	35.5	35.5	
FECHA MAXIMA DIARIA	10/1975	21/1971	04/1983	27/1984	29/1981	08/1974	22/1975	28/1978	21/1976	27/1972	26/1973	23/1983	
AÑOS CON DATOS	12	14	13	12	12	13	14	14	13	13	12	12	
TEMPERATURA MEDIA													
NORMAL	20.6	20.9	23.7	25.8	27.8	27.9	27.2	27.3	27.1	26.1	23.9	22.3	25.1
AÑOS CON DATOS	12	14	13	12	12	13	14	14	13	13	12	12	
TEMPERATURA MINIMA													
NORMAL	16.1	16.5	19.1	21.2	23.6	23.5	22.7	22.6	22.4	21.4	19.2	71.5	20.5
MINIMA MENSUAL	14.1	15.6	17.3	20.0	22.6	22.7	21.9	21.5	21.5	20.2	17.3	51.7	
AÑO DE MINIMA	1979	1980	1978	1971	1979	1976	1984	1984	1979	1976	1976	1976	
MINIMA DIARIA	8.0	9.0	9.0	14.5	18.0	18.0	19.0	18.5	16.0	14.5	9.0	9.5	
FECHA MINIMA DIARIA	03/1979	10/1973	03/1980	08/1971	06/1977	09/1979	01/1976	11/1984	24/1975	30/1980	30/1987	22/1973	
AÑOS CON DATOS	12	14	13	12	12	13	14	14	13	13	12	12	
PRECIPITACION													
NORMAL	40.4	41.0	36.5	34.0	62.7	230.4	243.8	200.7	254.2	169.2	98.5	61.4	1,472.8
MAXIMA MENSUAL	106.2	195.5	141.2	68.5	160.7	649.5	509.7	403.2	558.0	456.7	273.9	130	
AÑO DE MAXIMA	1976	1975	1978	1974	1982	1981	1972	199	1975	1971	1982	1983	
MAXIMA DIARIA	54.0	175.0	109.0	64.0	102.5	172.5	111.2	151.0	204.0	287.5	248.4	120	
FECHA MAXIMA DIARIA	26/1976	06/1975	25/1978	08/1974	18/1982	24/1981	17/1982	25/1981	28/1981	02/1971	03/1982	14/1983	
AÑOS CON DATOS	12	14	13	12	12	13	14	14	13	13	12	12	
NUMERO DE DIAS CON													
LLUVIA													
NORMAL	4.8	3.9	4.2	3.4	4.1	10.8	12.6	11.7	12.2	8.1	6.0	4.8	86.6
AÑOS CON DATOS	12	14	13	12	12	13	14	14	13	13	12	12	
GRANIZO													
NORMAL	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AÑOS CON DATOS	12	14	13	13	12	13	14	14	13	13	12	12	
TORRENTA E.													
NORMAL	0.8	0.1	0.7	1.1	2.8	7.6	9.5	9.4	10.4	4.7	1.6	1.3	50.0
AÑOS CON DATOS	12	14	13	13	12	13	14	14	13	13	12	12	

ANEXO F

Estación Climatológica La Mancha (1971-200)[SMN, 2009]

SERVICIO METEOROLÓGICO NACIONAL [SMN]

NORMALES CLIMATOLÓGICAS 1971-2000

ESTADO DE: VERACRUZ

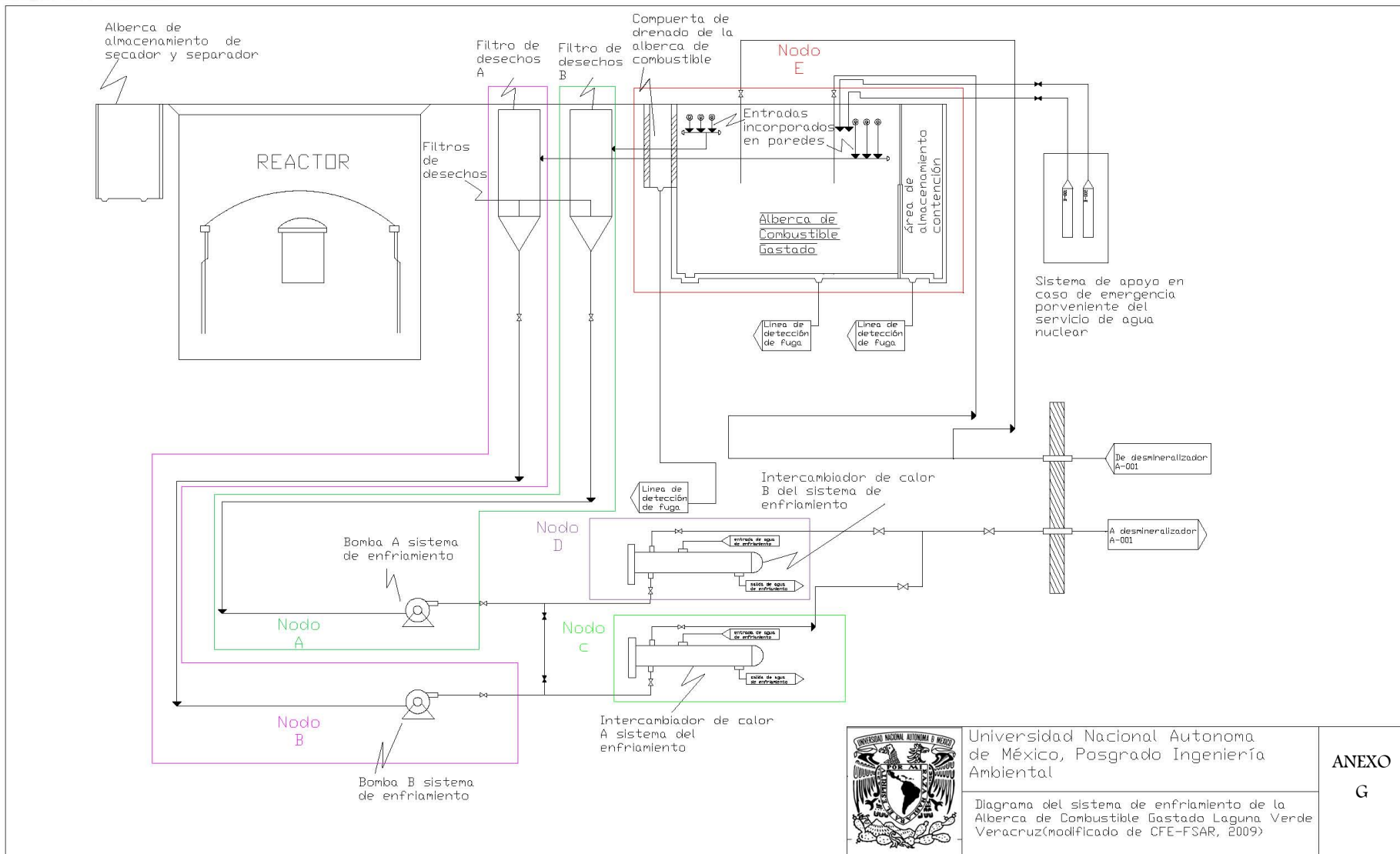
ESTACION: 00030353 LA MANCHA, ACTOPAN

LATITUD: 19°35'26" N.

LONGITUD: 096°22'45" W.

ALTURA: 8.0 MSNM.

ELEMENTOS	ENE	FEB	MAR	ABR	MAY	JUN	JUL	AGO	SEP	OCT	NOV	DIC	ANUAL
TEMPERATURA MAXIMA													
NORMAL	26.0	26.7	28.5	30.5	32.6	33.2	31.9	32.0	31.9	30.8	29.1	26.7	30.0
MAXIMA MENSUAL	30.2	29.5	31.5	32.4	41.2	40.8	33.5	33.7	34.5	32.2	31.1	28.3	
AÑO DE MAXIMA	1983	1998	1983	1999	1982	1982	1996	1997	1996	1996	1998	1996	
MAXIMA DIARIA	35.0	33.0	36.0	38.5	44.6	42.5	40.5	38.0	38.0	39.5	36.0	38.0	
FECHA MAXIMA DIARIA	01/1989	26/1998	05/1997	16/1998	14/1982	01/1982	04/1995	22/1981	12/1981	06/1986	02/1983	16/1988	
AÑOS CON DATOS	18	18	19	17	19	18	16	16	17	18	15	17	
TEMPERATURA MEDIA													
NORMAL	21.7	22.3	24.2	26.2	28.1	28.8	27.5	27.6	27.6	26.3	24.8	22.6	25.6
AÑOS CON DATOS	18	18	19	17	19	18	16	16	17	18	15	17	
TEMPERATURA MINIMA													
NORMAL	17.4	18.0	19.9	21.8	23.5	24.4	23.0	23.2	23.2	21.8	20.5	18.4	21.3
MINIMA MENSUAL	14.4	16.9	18.1	19.0	20.3	23.0	20.1	22.0	22.0	20.1	18.8	14.8	
AÑO DE MINIMA	1987	1984	1982	1987	1981	1984	1983	1984	1984	1989	1991	1989	
MINIMA DIARIA	8.0	11.0	9.0	11.5	12.0	20.5	17.0	20.0	14.0	14.0	12.0	6.0	
FECHA MINIMA DIARIA	07/1985	01/1986	08/1989	01/1987	25/1981	14/1982	01/1983	24/1981	01/1983	31/1993	30/1986	25/1989	
AÑOS CON DATOS	18	18	19	17	19	18	16	16	17	18	15	17	
PRECIPITACION													
NORMAL	19.4	12.0	18.8	19.0	55.3	181.4	252.8	242.4	209.2	81.6	51.5	12.0	1,155.4
MAXIMA MENSUAL	140.8	73.5	78.5	57.0	313.0	479.3	430.6	511.0	425.0	224.5	136.0	51.0	
AÑO DE MAXIMA	1983	1999	1999	1992	2000	1993	1987	1992	1992	1998	1994	1991	
MAXIMA DIARIA	29.0	54.5	76.0	55.5	88.0	152.8	116.7	151.0	144.0	87.0	91.1	33.5	
FECHA MAXIMA DIARIA	22/1983	11/1999	22/1999	05/1996	19/2000	24/1981	05/1989	09/1992	20/1993	13/1998	10/1986	21/1991	
AÑOS CON DATOS	19	19	19	17	19	18	16	16	17	17	15	17	
NUMERO DE DIAS CON LLUVIA													
NORMAL	2.9	2.4	2.8	2.4	4.6	11.3	13.6	15.1	13.6	6.6	5.3	3.4	84.0
AÑOS CON DATOS	19	19	19	17	19	18	16	16	17	17	15	17	
GRANIZO													
NORMAL	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
AÑOS CON DATOS	19	19	19	17	19	18	16	16	17	18	15	17	
TORRENTA E.													
NORMAL	0.1	0.2	0.4	0.6	2.4	5.6	6.6	8.1	6.1	2.2	0.3	0.0	32.6
AÑOS CON DATOS	19	19	19	17	19	18	16	16	17	18	15	17	



ANEXO H

➤ Factores a considerar accidente de Chernobyl, URSS

1. Determinar la definición de accidente a analizar:
 - a. **Tipos de accidentes a ser estudiados (productos, instalaciones):** accidentes en plantas de generación de energía eléctrica a través de uranio enriquecido.
2. Identificación exacta del accidente:
 - a. **Lugar:** Cerca de Bielorrusia-Ucrania, al borde del río Pripiat 25km aguas arriba en la localidad de Chernobyl. El sitio contaba con un total de 76 asentamientos dentro de un radio de 30 km alrededor del reactor a 100 km al sur de la estación se encuentra Kiev, la capital de Ucrania [*Chernobyl.info, 2009*].
 - b. **Fecha y hora:** 26 de abril de 1986, comienzo a la 1:00 am [*Maldonado, 2001*].
 - c. **Productos implicados:** Más de 40 radionúclidos diferentes escaparon del reactor afectado, sobre todo en los primeros diez días siguientes al accidente. Para un análisis de las consecuencias del accidente, los más importantes de estos son de yodo (I-131), cesio (Cs-137) y el estroncio (en particular, Sr-90). En la actualidad se supone que alrededor del 50 por ciento de contenido de yodo del reactor y el 30 por ciento del cesio fue liberado en la atmósfera. Otros de los compuestos liberados fueron: Dióxido de uranio enriquecido 2% en U^{235} , vapor de agua (refrigerante), grafito (moderador) [*Maldonado, 2001*]. Se liberó una cantidad estimada de 50 a 250 millones de Ci de radiación. Muchas publicaciones comparan el accidente con las bombas atómicas liberadas en Hiroshima y Nagasaki, en Chernobyl el potencial destructivo fue de al menos 100 bombas liberadas. Así pues, la mayoría de los expertos han asumido que la explosión liberó solo parte del combustible del reactor. La mayoría estiman que la cantidad fue entre 3.8 y 20%. Al momento del accidente había 200 toneladas de uranio en el reactor [*Chernobyl, 2009*]. Algunos de los compuestos liberados como el Estroncio (Sr-90), que tiene una vida media de 29 años, y el plutonio (Pu-241) y sus productos de desintegración diferentes: algunos de estos tienen una vida media de 24 000 años, son aquellos que tienen más repercusiones en la salud y el medio ambiente [*Chernobyl, 2009*].
 - d. **Instalación o equipos implicados:** En la central V.I. Lenin, fallo de turbina, generador, reactor nuclear número 4 [*Ciencia Hoy, 1996*].
3. Identificación de las causas de los accidentes:
 - a. **Errores humanos:** realización de un experimento que implicaba a la turbina, al generador y bombas de agua para accionarlas de manera automática en caso de presentarse una falta de suministro de energía eléctrica, al no tener el agua necesaria en estas bombas lo que provocó un exceso de vapor al reactor por el bajo nivel de potencia de las bombas [*Maldonado, 2001*].

- b. **Fallo de equipos:** barras de control, bombas de agua [Maldonado, 2001].
- c. **Fallo de diseño o de proceso:**
 - i. Inserción de las barras de control en caso de paro de emergencia con poca velocidad en comparación con los reactores de E.U.A. [Maldonado, 2001].
 - ii. Los reactores carecían de sistema de contención. los reactores RBMK se diseñaron para producir energía, pero también plutonio para uso militar. Para ello se requiere que los tubos de combustible puedan extraerse con frecuencia (mediante una grúa), para su reprocesamiento. de manera de obtener Pu^{239} sin demasiada mezcla de Pu^{240} . Esta demanda hace que el reactor sea demasiado alto para albergar una estructura completa de contención. En el resto del mundo no se fabrican reactores de estas características [Ciencia Hoy, 1996].
 - iii. Cuando se produce una burbuja de vapor en algún lugar de los reactores RBMK, porque allí hirvió el agua del reactor, el número de reacciones de fisión que calientan el agua aumenta, en vez de disminuir, y ello se agrava debido a la presencia de grafito [Ciencia Hoy, 1996].
 - iv. Los reactores RBMK permiten continuar la operación de la planta con todos los sistemas de seguridad desactivados. Esta fue la causa principal del accidente, pues, durante un ensayo, para prevenir el detenimiento del reactor, los operadores extrajeron casi por completo las barras de control, lo que causó un aumento de las reacciones nucleares varias veces superior al normal. En segundos la potencia se multiplicó por varios cientos y la vaporización violenta generó una onda de choque que voló la tapa del reactor [Ciencia Hoy, 1996].

4. Identificación del alcance de los daños causados:

- a. **Pérdida de vidas:** Como consecuencia inmediata del accidente murieron 31 personas. En los diez años que transcurrieron desde entonces se realizaron numerosos estudios de sus efectos, sobre todo los que sobrellevaron las 237 personas que sufrieron del síndrome agudo de radiación (SAR). De los pacientes con SAR, 45 fallecieron: 28 debido a dicho síndrome, 5 en el intervalo 1987-90, 5 en el lapso de 1992-93. Se tomaron un grupos de niños irradiados, de entre 0 y 15 años, mostraron un aumento del cáncer de tiroides, indudablemente ligado al accidente, que elevó el número de casos a 800 en 1995 [Ciencia Hoy, 1996]. Las dosis que recibieron estas personas fueron entre 2 y 20 Gy [Bennett et al., 2006].
- b. **Heridos:** no se tiene reportado el número de heridos, solo el número de muertos a través del tiempo
- c. **Daños al medio ambiente:**
 - i. Contaminación de suelo: en Bielorrusia con estroncio y cesio, la alta movilidad también llevo el estroncio hacia el río Pripiat y Dnieper lo cual hizo que llegara hasta los

campos de riego, haciendo que el suelo fuera inviable para cosechas o cualquier instalación en este sitio, la pluma de contaminante abarcó un radio de 18 000km² de tierra de agricultura y 2 640km² de esta área no pueden ser utilizados de nuevo para este uso. Se afectaron 35 000km² (40%) de los bosques de Ucrania, la mayoría de los contaminantes se acumuló en los árboles [*Chernobyl, 2009*].

- ii. Contaminación de ríos: los ríos antes mencionados fueron los más afectados por esta contaminación y la radiación se ha disminuido hasta 10 Bq/L, sin embargo aproximadamente 30 millones de personas se alimentan del río Dnieper lo cual es un problema [*Chernobyl, 2009*].
- iii. Contaminación por aire: los contaminantes como el estroncio, cesio y plutonio se volatilizaron en cierta fracción por la temperatura a la cual llegaron y hubo una movilización por el viento de estos compuestos hasta poblaciones cercanas y depositándolos con la lluvia al suelo [*Chernobyl, 2009*].
- d. **Pérdidas de instalaciones y daños materiales:** hubo una pérdida total del reactor número cuatro de la planta de Chernobyl, se contuvo con diferentes sustancias químicas, siendo la más importante el Boro el cual es capturador de neutrones
- e. **Evacuación de personas, otras medidas, etc.:** No se llevaron a cabo medidas de evacuación inmediata en la zona [*Chernobyl, 2009*].
- f. **Impactos en la población en general:** cáncer de tiroides, leucemia, con casos a corto y largo plazo, muerte [*Bennett, 2006*].

5. Descripción y valoración de las medidas aplicadas y, si es posible, de las estudiadas para evitar la repetición del accidente

➤ **Factores a considerar accidente de Tree Mille, EUA**

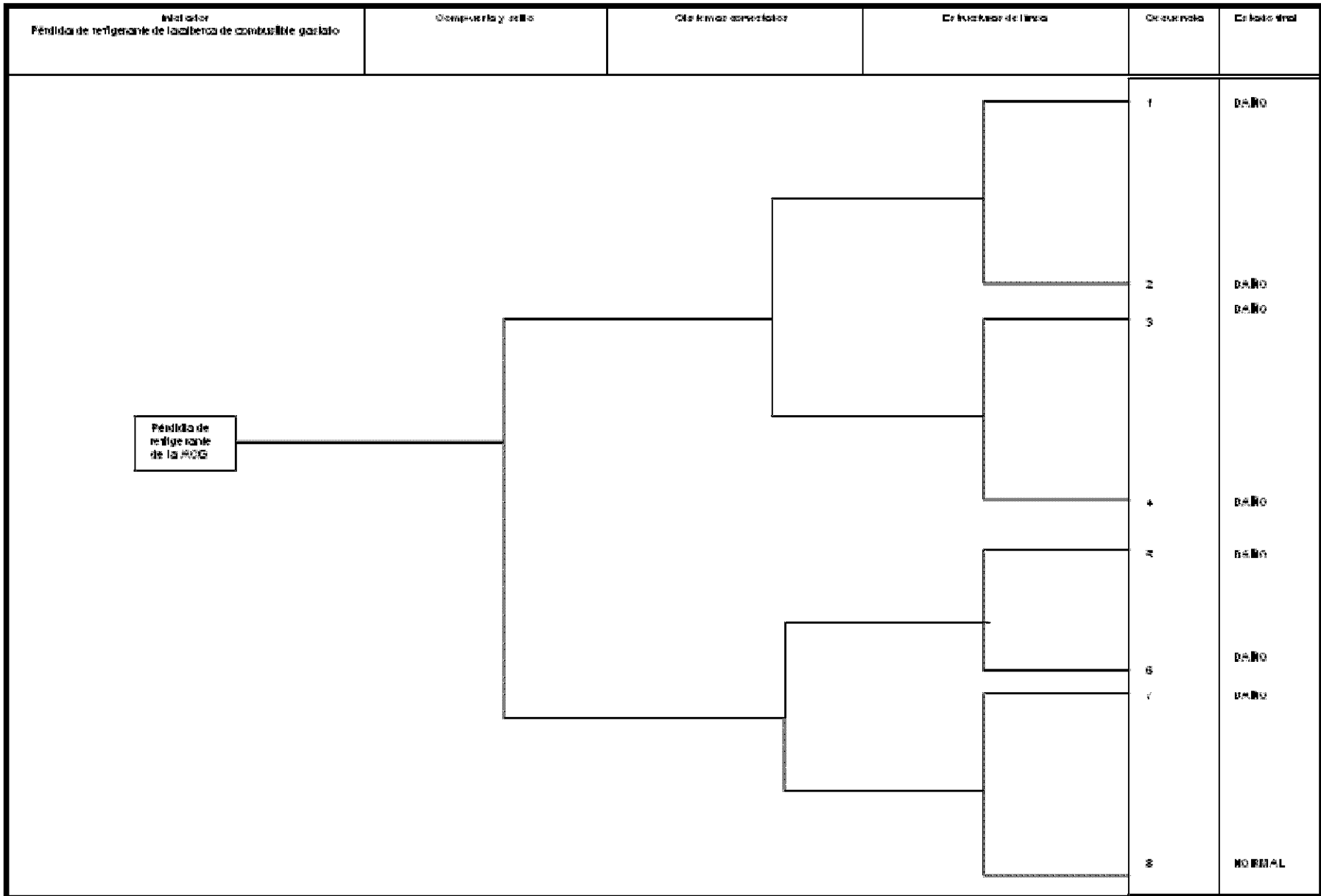
- 1. Determinar la definición de accidentes a analizar:
 - a. Tipos de accidentes a ser estudiados (productos, instalaciones): accidente de la unidad número 2 en planta de generación eléctrica de Three Mile Island
- 2. Identificación exacta del accidente:
 - a. Lugar: Planta Nucleoeléctrica de Three Mille Island, cercana a Middletown, Pasadena, EUA.
 - b. Fecha y hora: 28 de Marzo de 1979 [*OIEA, 2009a*], comenzó a las 4:00am [*NCR, 2009*]
 - c. Productos implicados: liberación limitada fuera de la planta de gases nobles radiactivos y yodo. Producción de burbujas de hidrógeno de menor tamaño pero que generaban pequeñas explosiones en el interior del reactor y aunque no hubo una explosión significativa el riesgo era inminente [*Corey, 2009*].
 - d. Instalación o equipos implicados: reactor, sistema de enfriamiento del reactor, ensambles del reactor [*Corey, 2009*].

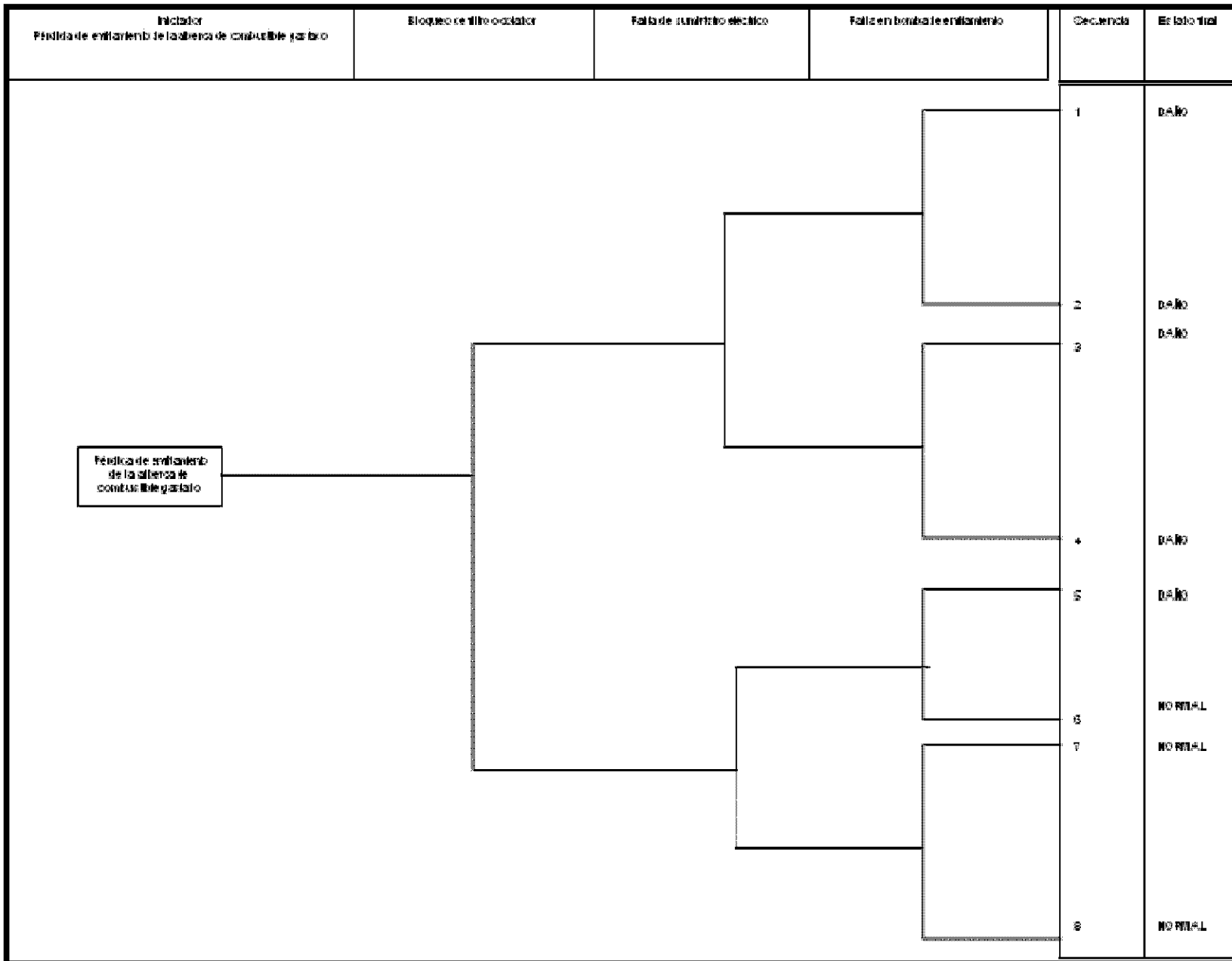
3. Identificación de las causas de los accidentes:
 - a. Errores humanos : lecturas de equipos erróneas por falla de instrumentos, sin embargo gracias a la pronta intervención de los operadores se evitó un accidente mayor [USNRC, 2009]
 - b. Fallo de equipos: fallo de bombas de agua de alimentación principal lo cual ocasionó pérdida de refrigerante del reactor, sobrecalentamiento del núcleo del reactor, daño probable al combustible derritiéndolo [USNRC, 2009].
 - c. Fallo de diseño o de proceso: ninguno [USNRC, 2009]
4. Identificación del alcance de los daños causados:
 - a. Pérdida de vidas: 0 [USNRC, 2009]
 - b. Heridos: 2 millones de personas irradiadas con dosis de 1 milirem (dosis poco significativa) [USNRC, 2009].
 - c. Daños al medio ambiente: no hubo daños significativos [USNRC, 2009].
 - d. Pérdidas de instalaciones y daños materiales: el núcleo del reactor incluyendo los ensambles y las pastillas de uranio enriquecido derretidas [USNRC, 2009].
 - e. Evacuación de personas, otras medidas, etc.: se tomaron medidas de evacuación de personas de las zonas aledañas para evitar cualquier accidente aunque no hubo ninguna afectación a la población [USNRC, 2009].
 - f. Impactos en la población en general: no hubo [USNRC, 2009]
5. Descripción y valoración de las medidas aplicadas y, si es posible, de las estudiadas para evitar la repetición del accidente

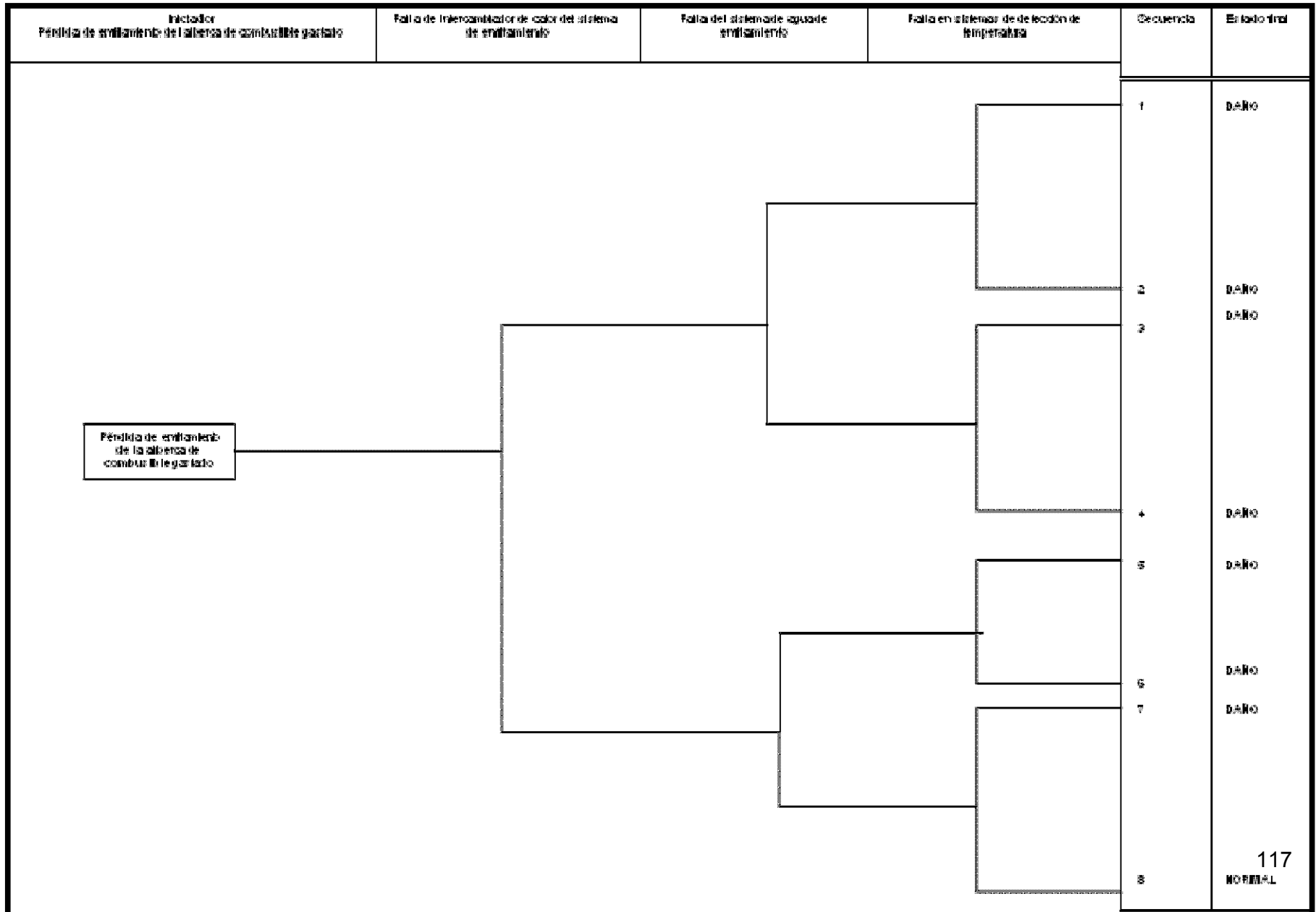
➤ **Factores a considerar accidente de KASHIWAZAKI-KARIWA, Japón**

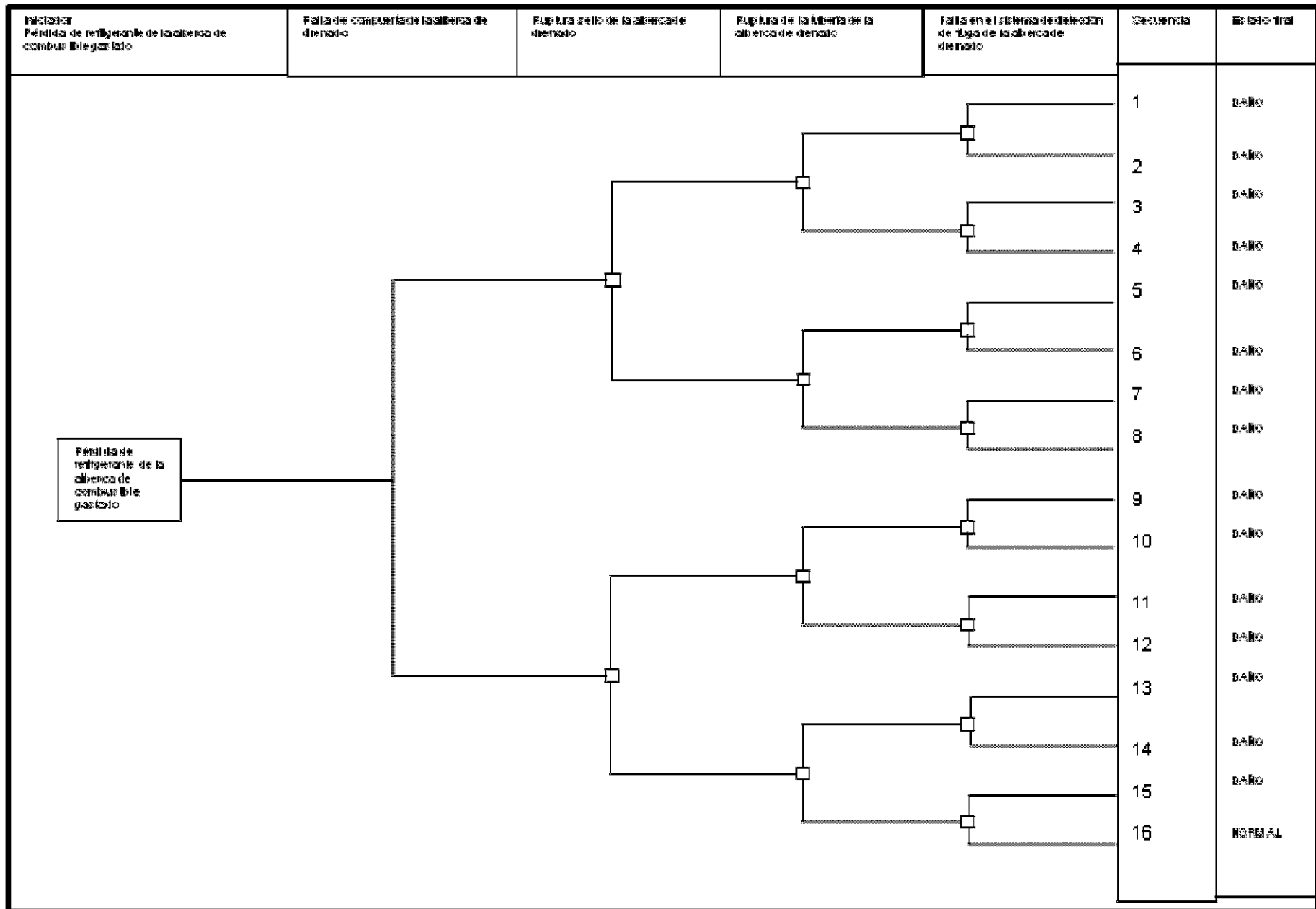
1. Determinar la definición de accidentes a analizar: accidente debido a terremoto de 6.6 escala Richter en la planta nucleoelectrica de Kashiwazaki-Kariwa en Niigata, Japón
 - a. Tipos de accidentes a ser estudiados (productos, instalaciones): liberación de agua de la ACG en la planta nucleoelectrica en la unidad 6 [OIEA, 2008]
2. Identificación exacta del accidente
 - a. Lugar: Niigata, Japón [OIEA, 2008]
 - b. Fecha y hora: 16 de julio de 2007, 10:13 am [OIEA, 2008]
 - c. Productos implicados: productos de degradación del uranio 238 presentes en el agua de la ACG así como neutrones [OIEA, 2008]
 - d. Instalación o equipos implicados: incendio en la casa de transformadores de la unidad 3 (BWR) liberación de material radiactivo al océano a través de derrame y fuga de agua de la ACG al edificio del reactor a través de penetración en cables en el piso de recarga de la unidad 6, liberación de material radiactivo al aire, falla en la plataforma de trabajo de la unidad 4 y 7 [OIEA, 2008]
3. Identificación de las causas de los accidentes
 - a. Errores humanos:--
 - b. Fallo de equipos:--
 - c. Fallo de diseño o de proceso:--

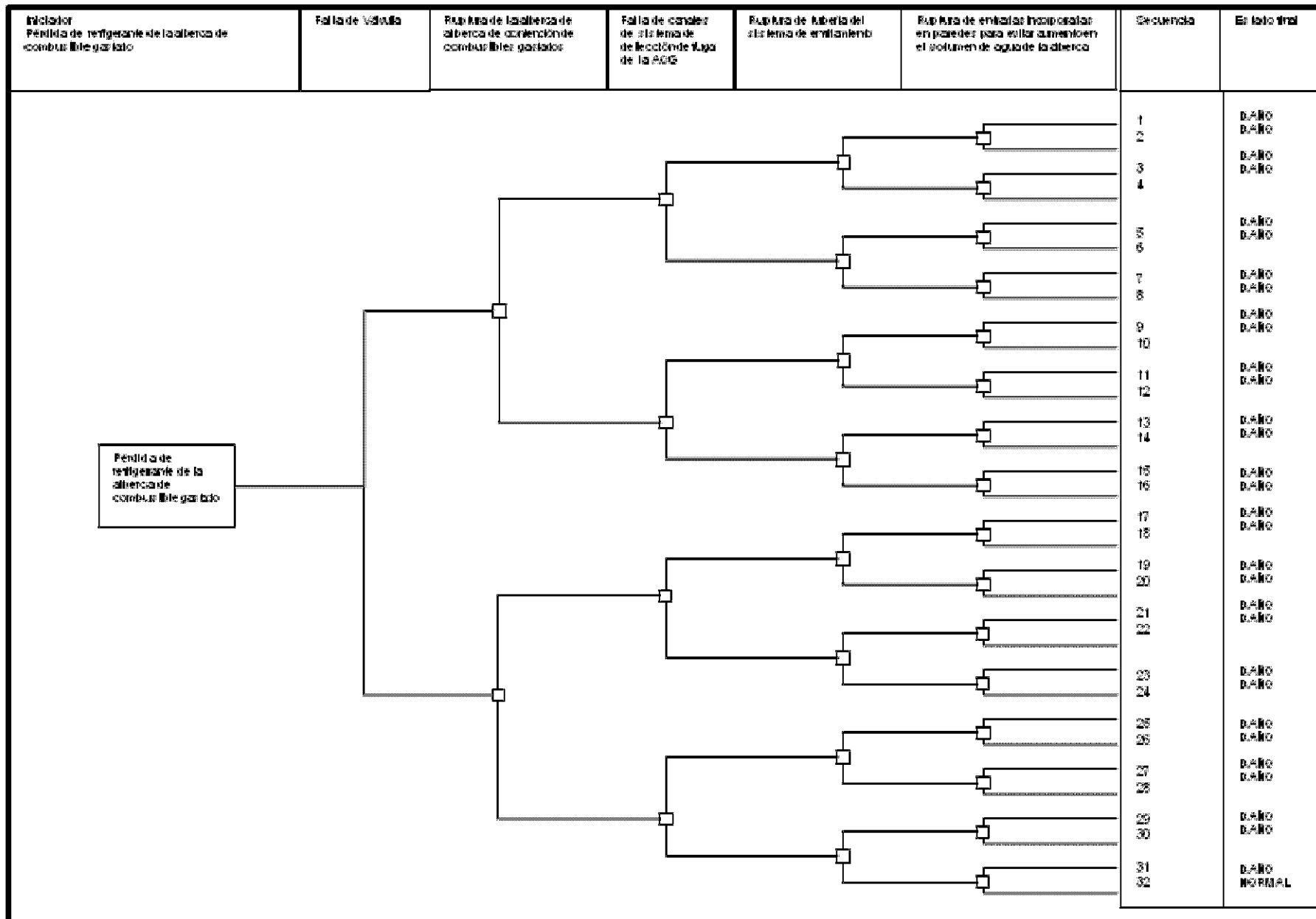
4. Identificación del alcance de los daños causados
 - a. Pérdida de vidas: ninguna [OIEA, 2008]
 - b. Heridos: ninguno
 - c. Daños al medio ambiente: se considera mínimo [OIEA, 2008]
 - d. Pérdidas de instalaciones y daños materiales: ninguno
 - e. Evacuación de personas, otras medidas, etc: no se tomaron medidas al respecto salvo los paros automáticos de las unidades en funcionamiento [OIEA, 2008].
 - f. Impactos en la población en general: ninguna por parte de la planta nucleoelectrica [OIEA, 2008]
5. Descripción y valoración de las medidas aplicadas y, si es posible, de las estudiadas para evitar la repetición del accidente











ANEXO J

Hoja de trabajo para análisis HAZOP “**NODO A**”

Línea recipiente: bomba A de sistema de enfriamiento

Intención del estudio: analizar el caso de pérdida de enfriamiento de la ACG

Palabras Guía	Desviación	Causa	Consecuencias	Protección	Acción recomendada
No	Flujo	Taponamiento de filtro de desechos radiactivos A	Pérdida del enfriamiento de la ACG. Cavitación de la bomba	Sistema de detección de taponamiento y constante limpieza del mismo	Supervisar constantemente los filtros para evitar la inserción de objetos que disminuyan su funcionamiento. Introducir las herramientas necesarias con extensiones retractiles al trabajador para evitar tirar objetos ajenos a la ACG. Los visitantes a la CNLV no deberán entrar al piso de recarga con objetos susceptibles a caer dentro de la ACG
Más	Flujo	Error de set point del flujo de la bomba	Derrame de la ACG, radiación al personal en el piso de recarga	Detección visual en caso de derrame	Corroborar dos veces el Set point de la bomba para evitar derrame y corroborar con un no aumento visual del nivel de refrigerante en el la ACG
Menos	Flujo	Fuga	Pérdida del refrigerante de la ACG que implica que los ensambles queden descubiertos. Cavitación de la bomba	Sistema de detección en caso de fuga	Detener el funcionamiento de la Bomba para evitar daño a la misma, cerrar válvulas previas al lugar de la fuga para no continuar con la fuga. Generar alerta de fuga en la planta para evitar accidentes
		Disminución de la potencia de la bomba por falla eléctrica	Pérdida de enfriamiento de la ACG	Sistema eléctrico de emergencia	

Hoja de trabajo para análisis HAZOP “NODO C”

Línea recipiente: intercambiador de calor C de sistema de enfriamiento

Intención del estudio: analizar el caso de pérdida de enfriamiento de la ACG

Palabras Guía	Desviación	Causa	Consecuencias	Protección	Acción recomendada
No	Flujo de agua de la ACG	Falla en suministro eléctrico a bomba B de sistema de enfriamiento	Pérdida de enfriamiento de la ACG	Sistema de emergencia, sistema de respaldo de energía eléctrica	
	flujo de agua de proceso	Falla en suministro eléctrico	No hay disminución de la temperatura del agua que enfría los ensambles por lo tanto habría un aumento en la temperatura del agua	Sistema de emergencia, sistema de respaldo de energía eléctrica	
Más	Flujo de agua de la ACG	Error en el set point de la bomba B que alimenta el intercambiador	No se lleva a cabo un buen enfriamiento del agua que cubre los ensambles por lo tanto habría un aumento de temperatura		Revisar 2 veces el set point de la bomba para evitar errores. Alarma en caso de error del set point
	Temperatura de agua de la ACG	Menor cantidad de agua de proceso, incrustaciones en el intercambiador que impiden una buena transferencia de calor	Diminución en el enfriamiento del agua de la ACG lo cual provoca evaporación de la misma y por ende descubrir los ensambles		Revisión del set point de la bomba que alimenta el agua de proceso, y tomas periódicas de la temperatura del agua de la ACG. Inspección periódica del interior del haz de tubos del intercambiador
	flujo de agua de proceso	Error en el set point de la bomba que alimenta el intercambiador	Poco tiempo de contacto entre el agua de proceso y el agua de la ACG lo cual hace que haya una pobre transferencia de calor repercutiendo en que no haya una disminución adecuada de la temperatura del agua de la ACG afectando a los ensambles		Revisar 2 veces el set point de la bomba para evitar errores. Alarma en caso de error del set point

Más	temperatura agua de proceso	En la temporada de verano el agua del golfo de México puede tener una temperatura mayor a la normalmente ocupada	No haya buen intercambio de calor entre el agua de proceso y el agua de la ACG y con el paso del tiempo habría un aumento de la temperatura del agua de la ACG		En caso de no cumplir el agua de proceso con la temperatura necesaria incluir un intercambiador previo para alimentar dicha agua a la temperatura requerida
Menos	Flujo de agua de la ACG	Fuga en tubería de alimentación de agua de ACG a intercambiador C de sistema de enfriamiento de ACG	No hay disminución de la temperatura del agua de la ACG. Puede haber afectación al personal de la planta por la exposición a agua radiactiva	Sistema de detección de fugas en tubería de alimentación	
		Incrustaciones en el intercambiador lo cual disminuye el flujo a través del intercambiador	Pobre disminución de la temperatura del agua de la ACG, con el paso del tiempo puede generar un contraflujo, aumento en la temperatura de la ACG		Inspección periódica del interior del haz de tubos del intercambiador
	flujo agua de proceso	Error en el set point de la bomba que alimenta el intercambiador	Poco contacto entre el agua de proceso y el agua de la ACG lo cual hace que haya una pobre transferencia de calor repercutiendo en que no haya una disminución adecuada de la temperatura del agua de la ACG afectando a los ensambles		Revisar 2 veces el set point de la bomba para evitar errores

Hoja de trabajo para análisis HAZOP “NODO E”

Línea recipiente: Estructura de la Alberca de Combustible Gastado

Intención del estudio: analizar el caso de pérdida de refrigerante de la ACG

Palabras Guía	Desviación	Causa	Consecuencias	Protección	Acción recomendada
No	Flujo de agua a la ACG	Falla en suministro eléctrico a bomba B de sistema de enfriamiento	Pérdida de enfriamiento de la ACG	Sistema de emergencia, sistema de respaldo de energía eléctrica	
Más	Flujo de agua a la ACG	Error en el set point de la bomba B que alimenta el intercambiador C	Derrame de agua radiactiva en el piso de recarga y posible afectación a personal de la planta		Revisar 2 veces el set point de la bomba para evitar errores. Alarma en caso de error del set point
Menos	Flujo de agua a la ACG	Fuga de agua de la ACG	No hay disminución de la temperatura de los ensambles de la ACG. Puede haber afectación al personal de la planta por la exposición a la radiación directa de los ensambles	Sistema de detección en caso de fuga de la alberca de combustible gastado	En caso de fuga tener procedimiento para acciones a seguir y capacitación del personal.
Más	Sismo	Movimiento de placas tectónicas	Derrame y/o fuga de agua de la ACG	Sistema de detección en caso de fuga de la alberca de combustible gastado	Procedimiento de inspección de la estructura de la ACG en caso de sismo de magnitud mayor a 5 grados, escala Richter, para verificar la no existencia de fugas de la estructura de concreto