



GOBIERNO DE
MÉXICO

SENER
SECRETARÍA DE ENERGÍA

CONVENCIÓN CONJUNTA SOBRE
SEGURIDAD
EN LA GESTIÓN DEL
COMBUSTIBLE GASTADO Y SOBRE
SEGURIDAD EN LA GESTIÓN
DE DESECHOS RADIACTIVOS

PRIMER INFORME NACIONAL

OCTUBRE 2020



Ciencia y tecnología nuclear. Aspectos de las instalaciones con las que cuenta México en materia de desarrollo científico, tecnológico y de generación de energía nuclear.
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y Comisión Federal de Electricidad.

ÍNDICE GENERAL

Sección A. Introducción	7
A.1 Presentación del informe	7
A.2 Situación de México	7
A.3 Cuestiones fundamentales de seguridad en la gestión del combustible gastado y la gestión de los desechos radiactivos	9
Sección B. Políticas y prácticas	10
B.1 Gestión de combustible gastado (políticas y prácticas)	10
B.2 Gestión de desechos radiactivos (políticas y prácticas)	11
B.3 Criterios empleados para definir y clasificar los desechos radiactivos	11
Sección C. Ámbito de aplicación	13
Artículo 3. Ámbito de aplicación	13
Sección D. Inventarios y listas	15
Artículo 32. Presentación de informes	15
Sección E. Sistema de legislación y regulación	18
Artículo 18. Implementación de las medidas	18
Artículo 19. Marco legislativo y regulatorio	18
19.1 Marco legislativo	19
19.2 Marco regulatorio	21
19.3 Reglamentación de los materiales radiactivos como desechos radiactivos	27
Artículo 20. Órgano regulador	27
20.1 Establecimiento del Órgano Regulador	28
20.2 Independencia del Órgano Regulador	30
Sección F. Otras disposiciones generales relativas a la seguridad	32
Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia	32
21.1 Titular de la Licencia	32
21.2 Responsabilidades del Estado Mexicano	36
Artículo 22. Recursos humanos y financieros	36
22.1 Personal calificado	37
22.2 Recursos financieros suficientes	39
22.3 Disposiciones financieras para control institucional	39
Artículo 23. Garantía de calidad	40
Artículo 24. Protección radiológica operacional	44
24.1 Operación de las instalaciones	44
24.2 Limitación de las descargas	46

	24.3	Medidas correctivas para emisiones no planificadas o no controladas al medio ambiente	47
Artículo 25.		Preparación para casos de emergencia	47
Artículo 26.		Clausura	48
	26.1	Personal y recursos financieros	48
	26.2	Protección radiológica operacional, descargas y emisiones no planificadas y no controladas	49
	26.3	Preparación para casos de emergencia	50
	26.4	Mantenimiento de registros	50
Sección G.		Seguridad en la gestión del combustible gastado	52
Artículo 4.		Requisitos generales de seguridad	52
Artículo 5.		Instalaciones existentes	57
	5.1	Instalaciones de combustible gastado en el ININ	58
	5.2	Albercas para almacenamiento de combustible gastado de la CNLV	58
	5.3	Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado	59
Artículo 6.		Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	61
Artículo 7.		Diseño y construcción de las instalaciones	61
Artículo 8.		Evaluación de la seguridad de las instalaciones	62
Artículo 9.		Operación de las instalaciones	65
Artículo 10.		Disposición final de combustible gastado	69
Sección H.		Seguridad en la gestión de desechos radiactivos	70
Artículo 11.		Requisitos generales de seguridad	70
	11.1	Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor	71
	11.2	Medidas adoptadas para asegurar que la generación de desechos radiactivos se mantiene en el nivel más bajo posible	71
	11.3	Medidas adoptadas que consideran la interdependencia entre las diferentes etapas de la gestión de desechos radiactivos	71
	11.4	Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el ambiente	72
	11.5	Medidas para prevenir los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de desechos radiactivos	73
	11.6	Medidas para evitar que las repercusiones en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente	73
	11.7	Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras	73
Artículo 12.		Instalaciones existentes y prácticas anteriores	74
	12.1	Seguridad de las instalaciones existentes de gestión de desechos radiactivos	75
Artículo 13.		Emplazamiento de las instalaciones proyectadas	85
Artículo 14.		Diseño y construcción de las instalaciones	85
	14.1	Proceso de concesión de la autorización de construcción	86
	14.2	Disposiciones técnicas para la clausura de instalaciones de gestión de desechos radiactivos	87
	14.3	Disposiciones técnicas para el cierre de la instalación de disposición final de desechos radiactivos	87
	14.4	Tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de instalaciones de gestión de desechos radiactivos en centrales nucleares	87

Artículo 15.	Evaluaciones de la seguridad de las instalaciones	87
15.1	Evaluación sistemática de la seguridad y evaluación ambiental de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos	88
15.2	Evaluación sistemática de la seguridad y evaluación ambiental de las instalaciones de disposición final	89
15.3	Evaluaciones de seguridad y ambiental actualizadas y detalladas	89
Artículo 16.	Operación de las instalaciones	89
16.1	Licencias de operación de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos con base en evaluaciones de seguridad	90
16.2	Límites y condiciones operacionales derivados de la experiencia operacional y de las evaluaciones	93
16.3	Actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas en las instalaciones de gestión de desechos radiactivos	95
16.4	Servicios de ingeniería y de apoyo técnico de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos	98
16.5	Procedimientos para la caracterización y segregación de los desechos radiactivos	99
16.6	Comunicación de incidentes significativos al órgano regulador	100
16.7	Programas para recopilar y analizar la experiencia operacional	102
16.8	Planes para la clausura de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos	102
16.9	Planes para el cierre de instalaciones de disposición final	103
Artículo 17.	Medidas institucionales después del cierre	103
Sección I.	Movimientos transfronterizos	104
Artículo 27.	Movimientos transfronterizos	104
Sección J.	Fuentes selladas en desuso	107
Artículo 28.	Fuentes selladas en desuso	101
28.1	Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final tienen lugar de manera segura	107
28.2	Readmisión en territorio y devolución a fabricantes	109
Sección K.	Esfuerzos generales para mejorar la seguridad	111
Sección L.	Anexos	116
L.1.	Glosario de términos y abreviaturas	116
L.2.	Marco legislativo nacional	118
L.3.	Tratados internacionales firmados por México en materia nuclear	119
L.4.	Marco regulatorio nacional	121
L.5.	Matriz sinóptica de México	122





SECCIÓN A INTRODUCCIÓN

A.1 Presentación del Informe

Este documento representa el Primer Informe Nacional de los Estados Unidos Mexicanos (México) para satisfacer los compromisos que establece el artículo 32 de la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, hecha en Viena, Austria el 5 de septiembre de 1997.

Esta Convención Conjunta entró en vigor para México el 17 de mayo de 2018, el Informe Nacional será revisado en la Séptima Reunión de Revisión de las Partes Contratantes.

El Informe Nacional fue elaborado por la Secretaría de Energía, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, la Comisión Federal de Electricidad y el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, con información disponible al 31 de diciembre de 2019.

Para su elaboración se ha utilizado como referencia el documento del Organismo Internacional de Energía Atómica *INFCIRC/604/Rev.3* denominado *Directrices relativas a la forma y estructura de los informes nacionales*, establecido así en el artículo 29 de la Convención Conjunta, por lo que se siguen estos lineamientos en la redacción del presente documento.

A.2 Situación de México

México es una república representativa, democrática y federal, compuesta por 32 entidades federativas. El idioma oficial es el español y tiene una población de 126,577,691 habitantes. Existen tres Poderes de la Unión: Ejecutivo, Legislativo y Judicial. El Poder Ejecutivo está depositado en el Presidente de la República, el cual tiene una duración en el cargo de seis años.

La Administración Pública Centralizada está formada por la Oficina de la Presidencia de la República, las Secretarías de Estado, la Consejería Jurídica del Ejecutivo Federal y los Órganos Reguladores Coordinados en Materia Energética. Los organismos descentralizados, las empresas de participación estatal, instituciones nacionales de crédito e instituciones nacionales de seguros y de fianzas, y los fideicomisos, forman la administración pública paraestatal.

La Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos señala que el uso de la energía nuclear solo podrá tener fines pacíficos. La política nacional en relación con las actividades nucleares está fundamentada en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en materia nuclear, la cual regula la exploración, la explotación y el beneficio de minerales radiactivos, así como el aprovechamiento de los combustibles nucleares, los usos de la energía nuclear, la investigación de la ciencia y técnicas nucleares, la industria nuclear y todo lo relacionado con la misma.

Instituciones del Gobierno de México

La **Secretaría de Energía** (SENER) establece, conduce y coordina la política energética de México. Además, fija los lineamientos relativos al aprovechamiento y desarrollo de la energía y tecnología nucleares. La **Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias** (CNSNS) es el órgano regulador en materia nuclear en el país, que vigila la aplicación de las normas de seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias para que el funcionamiento de todas las instalaciones nucleares y radiactivas se lleven a cabo con la máxima seguridad para los habitantes del país.



El Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) es un organismo público descentralizado del Gobierno de México con personalidad jurídica y patrimonio propio, realiza la investigación y el desarrollo en el campo de la ciencia y tecnología nucleares, asimismo promueve los usos pacíficos de la energía nuclear y difunde los avances alcanzados para vincularlos al desarrollo económico, social, científico y tecnológico del país.

La Comisión Federal de Electricidad (CFE) es una Empresa Productiva del Estado de propiedad exclusiva del Gobierno de México, con personalidad jurídica y patrimonios propios, goza de autonomía técnica, operativa y de gestión con base en su Ley de creación. La CFE es propietaria de la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV).

Las actividades nucleares iniciaron en México en la década de 1950 cuando se decretó la Ley que declara reservas mineras nacionales a los yacimientos de uranio, torio y las demás sustancias de las cuales se obtengan isótopos hendibles que puedan producir energía nuclear. A partir de este momento y con la creación de la Comisión Nacional de Energía Nuclear se dieron los primeros pasos en estas actividades.

En 1968 se instaló un reactor de investigación TRIGA Mark III en el Centro Nuclear "Nabor Carrillo Flores", y en 1979 se promulgó la primera ley nuclear de México, la cual sería reformada en 1985 y se mantiene vigente a la fecha. A finales de la década de 1970 se iniciaron los estudios para establecer un programa nucleoelectrico, el cual se concretó con la operación comercial de las unidades 1 y 2 de la Central Nuclear Laguna Verde en 1990 y 1995 respectivamente. El Centro Nuclear es administrado por el ININ.

Instalaciones Nucleares

México dispone de la Central Nucleoelectrica Laguna Verde para producir electricidad, ubicada sobre la costa del golfo de México en el municipio de Alto Lucero en el estado de Veracruz. La Central tiene dos unidades del tipo agua en ebullición (*Boiling Water Reactor, BWR/Mark II*), tipo 5 de tecnología *General Electric*. El ININ cuenta con un reactor de investigación TRIGA Mark III.

La gestión de los desechos radiactivos provenientes de la operación de la CNLV, así como del combustible gastado, son realizados por la propia central en sus instalaciones. Al inicio de su operación comercial, el almacenamiento temporal del combustible gastado se realizaba en las albercas destinadas para ese propósito en la misma central, una por

cada unidad. Adicionalmente, se construyó una Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado (almacenamiento en seco) dentro del sitio de la CNLV para tener mayor capacidad de almacenamiento. Una parte del combustible gastado ya ha sido transferido a los contenedores de almacenamiento en seco.

Los desechos radiactivos provenientes de actividades no energéticas son gestionados por el ININ a través de la Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (PATRADER) y del Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER).

El ININ tiene a su cargo los sitios de disposición "La Piedrera" y "Peña Blanca", el primero resultado del accidente radiológico en Ciudad Juárez en 1983, y el segundo, de jales de uranio y tierra contaminada de una planta experimental para la producción de uranio en Ciudad Aldama, ambos en el estado de Chihuahua.

Adicionalmente, en Mexicali, Baja California se construyó el sitio denominado "San Felipe", donde se depositó varilla de acero contaminada con cobalto-60, la cual fue recuperada en el estado de Baja California, resultante del accidente ocurrido en 1983 en Ciudad Juárez, Chihuahua (informe CNSNS-IT-001 "Accidente por contaminación con cobalto-60" de la CNSNS).

En la figura 1 se presentan los sitios de almacenamiento del combustible gastado y desechos radiactivos en México.

FIGURA 1. SITIOS DE COMBUSTIBLE GASTADO Y DESECHOS RADIATIVOS EN MÉXICO



A.3 Cuestiones fundamentales de seguridad en la gestión del combustible gastado y la gestión de los desechos radiactivos

En México, la seguridad es primordial en todas las actividades que involucran a la energía nuclear y se toma en cuenta desde la planeación, diseño, construcción y operación, hasta el cierre definitivo y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como en la disposición final de todos sus desechos.

La responsabilidad primaria de la seguridad está a cargo del propietario de la licencia, permiso

o autorización que haya otorgado el Órgano Regulador nacional, a la persona física o moral que esté a cargo de una instalación y de actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones ionizantes.

México cuenta con un marco jurídico y gubernamental debidamente establecido, con la asignación de responsabilidades a las partes involucradas, que les permite realizar la gestión segura del combustible gastado y de los desechos radiactivos. El compromiso con la seguridad por parte de las instituciones, organismos y empresas productivas del estado está alineado y cumple con los objetivos de la Convención Conjunta.





SECCIÓN B

POLÍTICAS Y PRÁCTICAS

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 32 párrafo 1 de la Convención Conjunta.

Artículo 32. Presentación de informes

1. De conformidad con las disposiciones del artículo 30, cada Parte Contratante presentará un informe nacional en cada reunión de revisión de las Partes Contratantes. El informe tratará de las medidas adoptadas para cumplir cada una de las obligaciones de la Convención. El informe de cada Parte Contratante tratará también sobre lo siguiente:

- i) Políticas de gestión de combustible gastado;
- ii) Prácticas de gestión de combustible gastado;
- iii) Políticas de gestión de desechos radiactivos;
- iv) Prácticas de gestión de desechos radiactivos;
- v) Criterios empleados para definir y clasificar por categorías los desechos radiactivos.

B.1 Gestión de combustible gastado (políticas y prácticas)

El almacenamiento y la disposición final del combustible gastado, son actividades estratégicas de la Nación que son competencia de la Secretaría de Energía. En este momento se utiliza un ciclo abierto de combustible nuclear, sin dejar de lado la posibilidad de optar por el reprocesamiento en el futuro cercano.

De acuerdo con lo previsto en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en materia nuclear, corresponde al Ejecutivo Federal, por conducto de la Secretaría de Energía, fijar los lineamientos relativos al aprovechamiento y desarrollo de la energía y tecnología nucleares, y de acuerdo con la política nacional de energía, tener a cargo el almacenamiento, transporte y disposición final de combustibles nucleares y de desechos radiactivos cualquiera que sea su origen y autorizar a los organismos públicos correspondientes el almacenamiento temporal de combustibles nucleares y de desechos radiactivos derivados de su utilización.

El desarrollo y adaptación del sistema mexicano para conseguir una gestión segura de los desechos radiactivos y el combustible gastado está basado en la consideración de que la responsabilidad primaria de la gestión de los desechos radiactivos recae en los productores de estos. El Estado es el responsable último de la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos que se hayan generado en el territorio nacional.

La CNLV realiza la gestión del combustible gastado en condiciones seguras y reversibles de acuerdo con las mejores prácticas internacionales, en sus instalaciones. El combustible gastado se mantiene almacenado en las albercas de almacenamiento temporal de cada una de sus unidades y en la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado.

El combustible gastado del reactor TRIGA Mark III se mantiene almacenado dentro del tanque de contención del reactor TRIGA Mark III, los elementos



combustibles del reactor de investigación SUR-100 están en el área de balance MXA del ININ.

Actualmente en México, no existen planes para el desarrollo de una instalación de disposición final de combustible gastado ni de desechos radiactivos de alto nivel.

B.2 Gestión de desechos radiactivos (políticas y prácticas)

La Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en materia nuclear establece que el Ejecutivo Federal a través de la Secretaría de Energía tendrá a su cargo el almacenamiento, transporte y disposición de desechos radiactivos, cualquiera que sea su origen. También podrá autorizar a los organismos públicos correspondientes el almacenamiento de los desechos radiactivos derivados de su utilización.

De esta manera, la Secretaría de Energía ha depositado en la Central Nuclear Laguna Verde, como parte de las condiciones de la licencia de operación, la responsabilidad de gestionar el almacenamiento de los desechos radiactivos generados durante su operación y que son acondicionados y almacenados en instalaciones que para tal propósito se construyeron en dicha central (sección H).

En forma similar, la SENER ha delegado en el ININ la gestión de los desechos radiactivos derivados de la utilización en aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, no relacionadas con generación de electricidad. Para esta responsabilidad cuenta con una Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (PATRADER), un Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER) y dos sitios de disposición actualmente cerrados. Todas estas actividades están reguladas por la CNSNS.

En la PATRADER se lleva a cabo la recepción de desechos radiactivos sólidos, líquidos, fuentes selladas en desuso y materiales para descontaminación. Asimismo, se efectúan operaciones de transporte de materiales radiactivos, caracterización, compactación de desechos sólidos, acondicionamiento de fuentes selladas en desuso, descontaminación de materiales y equipos, así como la trituración de sólidos libres de contaminación.

Una vez que los desechos radiactivos han sido tratados y/o acondicionados en la PATRADER, algunos de ellos son enviados al CADER. Esta última es una instalación cuya función es almacenar

los desechos radiactivos que se producen en el sector médico, en actividades industriales y de investigación en todo el territorio nacional. Estos desechos antes de ser enviados a la instalación son inmovilizados y/o acondicionados en contenedores (blindajes originales de las fuentes selladas gastadas) y bidones (recipientes metálicos de 200 L) con concreto, plomo o parafina, según corresponda.

Se tienen tres sitios de disposición actualmente cerrados, en los cuales se dispusieron desechos específicos: "La Piedrera", "Peña Blanca" y "San Felipe". La Piedrera fue construida exprofeso para disponer los materiales contaminados generados en el accidente ocurrido en diciembre de 1983 en Ciudad Juárez, Chihuahua. El sitio de Peña Blanca fue diseñado para depositar 65,000 toneladas de jales de uranio y de tierra contaminada con jales, provenientes del desmantelamiento de la planta de beneficio de uranio y molibdeno de Ciudad Aldama, Chihuahua. Esta planta minera fue operada entre 1969 y 1971 por la Comisión Nacional de Energía Nuclear y la Comisión de Fomento Minero. Finalmente, el sitio denominado "San Felipe" fue construido para depositar 115 toneladas de varilla de acero contaminada con cobalto-60, recuperadas en el estado de Baja California, producto del accidente ocurrido en Ciudad Juárez, Chihuahua.

Actualmente el Estado Mexicano no cuenta con planes para la construcción de otras instalaciones de disposición final para desechos radiactivos.

B.3 Criterios empleados para definir y clasificar los desechos radiactivos

En cuanto a la definición de "desecho radiactivo", el Reglamento General de Seguridad Radiológica en su artículo sexto define a los desechos radiactivos como "cualquier material que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de radiactividad, mayores a las señaladas por la Comisión en la norma técnica correspondiente y para el cual no se prevé uso alguno". Se clasifican en desechos radiactivos de nivel bajo, intermedio y alto.

La norma técnica a la que hace referencia esta definición es la Norma Oficial Mexicana NOM-035-NUCL-2013 "Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo", en la que se establecen los criterios de dosis para la dispensa de desechos radiactivos y en consecuencia para considerar a un desecho como radiactivo, así como los niveles de actividad y concentración de actividad para la



dispensa incondicional de desechos sólidos y para la dispensa condicional de aceites contaminados con material radiactivo y otros tipos de desechos. Esta norma se encuentra actualmente en revisión con la finalidad de alinear los valores presentados en ella con lo indicado en el documento *Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad. Requisitos de Seguridad Generales, Parte 3 N° GSR Part 3* publicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La clasificación de los desechos radiactivos para su disposición final se realiza conforme a la Norma Oficial Mexicana NOM-004-NUCL-2013 "Clasificación de los desechos radiactivos", en la que se establecen los siguientes niveles:

Desechos radiactivos de nivel bajo

Son de las clases A, B y C. Se clasifican en función de las cantidades presentes o de la ausencia de diversos radionúclidos, agrupados en:

Grupo 1: C-14, Ni-59, Nb-94, Tc-99, I-129, emisores alfa con vida media mayor a 5 años exceptuando al Uranio, Pu-241, Cm-242.

Grupo 2: Cualquier radionúclido con vida media menor a 5 años, H-3, Co-60, Ni-63, Sr-90, Cs-137.

Desechos radiactivos de nivel intermedio

Se clasifican en función de lo ya explicado para los desechos de nivel bajo.

Desechos radiactivos de nivel alto

Combustible nuclear gastado una vez declarado como desecho, los desechos 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 reprocesamiento del combustible gastado y los desechos sólidos resultantes de la solidificación de los desechos líquidos antes mencionados y cualquier desecho radiactivo con concentraciones de actividad mayores a 10^4 TBq/m³.

Desechos mixtos

Además de la componente radiactiva, contienen residuos peligrosos conforme a los lineamientos establecidos en la Norma Oficial Mexicana NOM-052-SEMARNAT-2005, o la que la sustituya.

Jales de uranio y torio

Los desechos radiactivos resultantes del procesamiento de la mena, en una planta de beneficio donde se extrae el uranio o el torio contenido en ésta.

La Norma Oficial Mexicana NOM-004-NUCL-2013 se encuentra actualmente en proceso de modificación, con la finalidad de alinear la normativa nacional con lo recomendado internacionalmente en el documento *Clasificación de desechos radiactivos. Guía de Seguridad N° GSG-1* publicada por el OIEA.





SECCIÓN C

ÁMBITO DE APLICACIÓN

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el artículo 3 (Ámbito de aplicación).

Artículo 3. Ámbito de aplicación

1. Esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado cuando el combustible gastado provenga de la operación de reactores nucleares para usos civiles. El combustible gastado que se encuentre situado en instalaciones de reprocesamiento como parte de una actividad de reprocesamiento no entra en el ámbito de esta Convención a no ser que la Parte Contratante declare que el reprocesamiento es parte de la gestión de combustible gastado.

2. Esta Convención se aplicará también a la seguridad en la gestión de desechos radiactivos cuando los desechos radiactivos provengan de aplicaciones civiles. Sin embargo, esta Convención no se aplicará a los desechos que contengan solamente materiales radiactivos naturales y que no se originen en el ciclo del combustible nuclear, a menos que estén constituidos por fuentes selladas en desuso o que la Parte Contratante los defina como desechos radiactivos a los fines de esta Convención.

3. Esta Convención no se aplicará a la seguridad en la gestión de combustible gastado o desechos radiactivos que formen parte de programas militares o de defensa, a menos que la Parte

Contratante los defina como combustible gastado o desechos radiactivos para los fines de esta Convención. No obstante, esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos derivados de programas militares o de defensa cuando dichos materiales se transfieran permanentemente a, y se gestionen en programas exclusivamente civiles.

4. Esta Convención también se aplicará a las descargas, según se estipula en los artículos 4, 7, 11, 14, 24 y 26.

1. De acuerdo con lo que se establece en el Artículo 3 de la Convención Conjunta, en el caso de México aplica a la seguridad de:

- El combustible gastado de la Central Nuclear Laguna Verde.
- El combustible gastado del reactor de investigación TRIGA Mark III.
- Los elementos combustibles del reactor de investigación SUR-100.
- Los desechos radiactivos que se producen en la Central Nuclear Laguna Verde.
- Los desechos radiactivos provenientes de aplicaciones no energéticas de los usos pacíficos de la energía nuclear.

2. En México no se ha determinado hasta la fecha si el reprocesamiento será parte de la gestión del combustible gastado. Está abierta la opción de utilizar un ciclo de combustible nuclear cerrado con reprocesamiento en caso de que ello resultara ser económicamente conveniente.

3. En el país no son declarados desechos radiactivos el material radiactivo de origen natural (NORM). Cuando los desechos provienen de prácticas reguladas y no cumplen con los criterios de dosis para la dispensa pueden ser declarados desechos radiactivos. Existen valores de dispensa para materiales contaminados con radionúclidos de origen natural para situaciones específicas como



aceites contaminados, reutilización y reciclado de metales.

De acuerdo con la normativa mexicana, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias establecerá los límites de equivalente de dosis en los casos de irradiación debida a fuentes naturales de radiación incrementada por motivos tecnológicos. Cuando existen materiales residuales que contienen uranio y torio natural provenientes de prácticas no reguladas, la concentración de actividad que se utiliza para la exención es de 1 Bq/g de material.

En el país se tienen identificados, aunque no cuantificados, materiales radiactivos de origen natural con concentraciones de actividad radiológica producidos por distintas industrias, entre las que se encuentran la minería de uranio y metales, las de extracción de petróleo y gas, la industria de los

fosfatos, la producción de fertilizantes, la geotermia, y la potabilización de agua.

De entre estos materiales NORM, se tiene aislada y bajo control una cantidad de residuos de minería de uranio. Este material proviene de la operación temporal de la mina de uranio de Peña Blanca en el estado de Chihuahua en el norte del país, y una planta de beneficio relacionada ubicada en el mismo estado. Los residuos, como se describen en la Sección H, se encuentran principalmente en el sitio de disposición de Peña Blanca, con otras dos fracciones menores del mismo material almacenadas en dos sitios: en el CADER y en el Centro Nuclear.

Dichos residuos se encuentran enlistados en la Sección D "Inventarios y listas".



SECCIÓN D

INVENTARIOS Y LISTAS

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el párrafo 2 del artículo 32 (Presentación de informes)

Artículo 32. Presentación de informes

2. Este informe incluirá también:

- i) Una lista de las instalaciones de gestión de combustible gastado reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;
- ii) Un inventario del combustible gastado regulado por esta Convención que se encuentra almacenado y del que se haya dispuesto finalmente. Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y, en caso de que exista, información sobre su masa y su actividad total;
- iii) Una lista de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;
- iv) Un inventario de los desechos radiactivos regulados por esta Convención que:
 - a) se encuentren en almacenamiento en instalaciones de gestión de desechos radiactivos y del ciclo del combustible nuclear;

- b) se hayan dispuesto finalmente; o
- c) se hayan derivado de prácticas anteriores.

Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y otro tipo de información pertinente de que se disponga tal como volumen o masa, actividad y radionucleidos específicos;

- v) Una lista de instalaciones nucleares en proceso de clausura y la situación de las actividades de clausura en esas instalaciones.

32.2.1. Instalaciones de gestión de combustible gastado

En la tabla 1 se presenta la lista de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en el país, así como sus características y ubicación. Con relación a la finalidad principal, dado que México no ha tomado una determinación respecto al reciclado o la reutilización del combustible gastado, todas las instalaciones existentes son para el almacenamiento de éste. En el caso del tanque de contención del reactor de investigación TRIGA Mark III, si bien su finalidad principal está relacionada al uso y seguridad del núcleo del reactor, también almacena el combustible gastado que ha sido retirado del núcleo.

TABLA 1. INSTALACIONES DE GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO

NOMBRE	UBICACIÓN	CARACTERÍSTICAS ESENCIALES
Alberca de Combustible Gastado U1	U1 CNLV	Mantiene la subcriticidad mediante paneles boratados, mantiene baja dosis al personal mediante blindaje de agua, refrigera a todos los ensambles de combustible nuclear, proporcionándoles soporte y rigidez.
Alberca de Combustible Gastado U2	U2 CNLV	Mantiene la subcriticidad mediante paneles boratados, mantiene baja dosis al personal mediante blindaje de agua, refrigera a todos los ensambles de combustible nuclear, proporcionándoles soporte y rigidez.



NOMBRE	UBICACIÓN	CARACTERÍSTICAS ESENCIALES
Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado	CNLV	Mantiene la subcriticidad mediante paneles boratados, mantiene baja dosis al personal mediante blindaje de concreto de alta densidad, refrigera a todos los ensambles de combustible nuclear, proporcionándoles soporte y rigidez.
Tanque de contención del reactor de investigación TRIGA Mark III	ININ	Mantiene baja dosis al personal mediante blindaje de agua y concreto baritado, refrigera los elementos de combustible nuclear.
Área de balance MXA	ININ	Sitio para el control del material nuclear.

32.2.2. Inventario de combustible gastado

En la tabla 2 se muestra el inventario de combustible gastado existente en el país al 31 de diciembre de 2019.

TABLA 2. INVENTARIO DE COMBUSTIBLE GASTADO

INSTALACIÓN	MASA DE URANIO	NÚMERO DE ENSAMBLES	TIPO DE ENSAMBLE
Alberca de combustible gastado de Unidad 1	390.31 ton	2252	GE5, GE9B, GE12, GE14
Alberca de combustible gastado de Unidad 2	302.8 ton	1890	GE6, GE9, GE9B, GE12, GE14
Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado	15.49 ton	89	GE6, GE9, GE9B, GE12
Tanque de contención del reactor de investigación TRIGA Mark III	23,535 g	120 combustibles y 3 barras de control con seguidor de combustible	LEU (8.5/20), LEU (8.5/20) instrumentados y barras de control con seguidor de combustible
Área de balance MXA del ININ	3,723.22 g	11	Discos de UO_2 y Polietileno

México tuvo en el pasado un conjunto crítico conocido como SUR-100, el cual fue desmantelado. Este reactor tuvo una potencia permanente de

100 mW para realizar investigación en el país, fue construido por la compañía Siemens. El reactor SUR-100 es un reactor homogéneo y su núcleo consiste en una mezcla de uranio enriquecido al 20% y polietileno. Alcanzó su primera criticidad en 1971 y el cierre definitivo se dio en 1989.

El material nuclear proveniente de este conjunto está en el Área de Balance MXA del ININ, sin que a la fecha se haya determinado si se le considera como desecho o no. Su inventario puede consultarse en la última fila de la tabla 2.

32.2.3. Instalaciones de gestión de desechos radiactivos

En la tabla 3 se muestra el listado de las instalaciones relacionadas con la gestión de desechos radiactivos existentes en el país, así como sus características principales y la finalidad de cada una.

TABLA 3. INSTALACIONES DE GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS

NOMBRE	UBICACIÓN	FINALIDAD	CARACTERÍSTICAS ESENCIALES
Almacén Temporal en Sitio (ATS)	CNLV	Almacenamiento	Resguardo temporal de los desechos radiactivos sólidos húmedos
Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS)	CNLV	Almacenamiento	Resguardo temporal de los desechos radiactivos sólidos secos
Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (PATRADER)	ININ	Tratamiento y acondicionamiento	Instalación para realizar las etapas de la gestión de desechos radiactivos, provenientes de usos no energéticos
Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER)	Estado de México	Almacenamiento	Almacén temporal de desechos radiactivos de nivel bajo y medio, generados en usos no energéticos
La Piedrera	Chihuahua	Disposición	Contiene materiales contaminados con Co-60
Peña Blanca	Chihuahua	Disposición	Contiene jales de uranio y tierra contaminada de jales
San Felipe	Baja California	Disposición	Contiene varilla de acero contaminada con Co-60

32.2.4 Inventario de desechos radiactivos

En la tabla 4 se muestra el inventario nacional de desechos radiactivos. En esta tabla se incluyen los materiales no nucleares que, por sus características

de rapidez de exposición y generación de calor, se mantienen almacenados en las albercas de combustible gastado de la CNLV, en espera de ser caracterizados para fines de su clasificación conforme a la NOM-004-NUCL-2013.

TABLA 4. INVENTARIO DE DESECHOS RADIATIVOS EN ALMACENAMIENTO

INSTALACIÓN	CATEGORÍA	VOLUMEN/CANTIDAD	RADIONÚCLIDOS PRINCIPALES	ESTADO FÍSICO
ATS	Nivel bajo A	2,705.2 m ³	Co-60, Mn-54, Fe-59, Cr-51, Co-57, Co-58, Zn-65	Sólidos húmedos
DDRSS	Nivel bajo A	2,169.48 m ³	Co-60	Sólidos secos
PATRADER	Nivel bajo	37.44 m ³	H-3, C-14, S-35, Na-22, Co-60, Rb-68, U natural	Sólidos
PATRADER	Nivel bajo	18.512 m ³	H-3, C-14, Na-22, Co-60, Ra-226, U natural, Am-241	Sólidos
PATRADER	Nivel bajo	365 ton	Ra-226	Sólido
CADER	Nivel bajo	843.36 m ³	Minerales y jales de uranio, Co-60, Cs-137 y Ra-226	Sólidos
ACG	Pendiente	1,485 piezas	Material irradiado	Sólidos

Como un caso especial de desechos radiactivos se tienen los localizados en las trincheras ubicadas en el CADER, estas trincheras son una práctica de disposición final de desechos radiactivos en el pasado, y en ellas se encuentran 1,179 m³ de desechos radiactivos, 985 recipientes de volumen y contenido desconocido, 96 toneladas de varilla contaminada con Co-60 embebida en concreto y 1,870 fuentes selladas en desuso.

Al 31 de diciembre de 2019 se contaban con 9,438 fuentes selladas en desuso bajo el resguardo del ININ, incluyendo las 1,870 mencionadas en el párrafo anterior.

En México existen tres instalaciones de disposición, actualmente cerradas, conocidas como La Piedrera, Peña Blanca y San Felipe. Estas instalaciones se describen en la sección H del presente Informe y en la tabla 4. En la primera de ellas se tiene un volumen

de 21,018 m³ de desechos radiactivos provenientes de la fundición accidental de una fuente radiactiva de Co-60, ocurrida en 1983 (Accidente de Ciudad Juárez). En la segunda se cuenta con un total aproximado de 65,000 toneladas de jales de uranio y tierras contaminadas con jales de uranio provenientes del desmantelamiento y remediación de la mina de beneficio de uranio y molibdeno "Villa Aldama". También se cuenta con el sitio de disposición denominado "San Felipe", localizado a 114 km de Mexicali en el estado de Baja California, en el que se depositaron 115 toneladas de varilla de acero contaminada, producto del accidente antes mencionado.

32.2.5 Instalaciones nucleares en proceso de clausura

En este momento no hay instalaciones en proceso de clausura en México.





SECCIÓN E

SISTEMA DE LEGISLACIÓN Y REGULACIÓN

Esta sección comprende las obligaciones previstas en los siguientes artículos:

Artículo 18. Implementación de las medidas

Cada Parte Contratante adoptará, en el ámbito de su legislación nacional, las medidas legislativas, reglamentarias y administrativas, así como cualesquiera otras que sean necesarias para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de esta Convención.

México cuenta con un marco legislativo, reglamentario y administrativo que ayuda a dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de esta Convención Conjunta.

El marco legislativo y reglamentario bajo el que se sustentan los principios y compromisos derivados de la Convención Conjunta tiene como base la Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos, de la que se derivan una serie de Leyes, Reglamentos, Normas Oficiales Mexicanas y Normas Técnicas.

Adicionalmente, en los anexos a las licencias de operación emitidas por el Órgano Regulador

mexicano se incluyen una serie de requerimientos encaminados a la seguridad y que deben ser cumplidos por el permisionario.

En materia de gestión de desechos radiactivos se tiene un amplio abanico de normas oficiales mexicanas para distintas etapas del proceso de gestión, las cuales son enlistadas en el Anexo L.4 "Marco Regulador Nacional".

Valoración del cumplimiento

El marco legal mexicano en el ámbito nuclear contiene los elementos necesarios para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de la Convención Conjunta.

Artículo 19. Marco legislativo y regulatorio

1. Cada Parte Contratante establecerá y mantendrá un marco legislativo y regulatorio por el que se regirá la seguridad en la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.

2. Este marco legal y regulatorio contemplará el establecimiento de:

- i) Los requisitos y las disposiciones nacionales aplicables en materia de seguridad radiológica;
- ii) Un sistema de otorgamiento de licencias para las actividades de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos;
- iii) Un sistema de prohibición de la operación de instalaciones de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos sin la correspondiente licencia;
- iv) Un sistema reglamentario apropiado de control institucional, inspección regulatoria y documentación y presentación de informes;
- v) Las medidas para asegurar el cumplimiento de los reglamentos aplicables y de las condiciones de las licencias;



vi) Una asignación claramente definida de responsabilidades a los órganos que intervengan en las distintas etapas de la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.

3. Cuando las Partes Contratantes consideren reglamentar los materiales radiactivos como desechos radiactivos, las Partes Contratantes deberán tener en cuenta los objetivos de esta Convención.

19.1 Marco legislativo

Tal como fue mencionado, la base del marco legislativo y regulatorio en México es la Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos, que en el artículo 27 establece que la energía nuclear sólo se puede utilizar con fines pacíficos y le corresponde a la Nación el aprovechamiento de los combustibles nucleares para la generación de energía nuclear y la regulación de sus aplicaciones en todas las áreas.

Igualmente, la Constitución en su artículo 89 fracción I, faculta al Presidente de la República para “promulgar y ejecutar las leyes que expida el Congreso de la Unión proveyendo en la esfera administrativa a su exacta observancia”. En este sentido, el Ejecutivo Federal, a través de la Secretaría de Energía, reglamenta y vigila el cumplimiento con las disposiciones en materia de seguridad nuclear y salvaguardias, atribución fundamentada en el artículo 33 fracción XIII de la Ley Orgánica de la Administración Pública Federal.

Adicionalmente, en el marco legislativo mexicano se incluyen los Tratados Internacionales, los que, una vez aprobados por el Senado de la República, adquieren el carácter de Ley Mexicana. En este sentido, México es signatario de los tratados internacionales indicados en el Anexo L.3.

La Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en materia nuclear (en adelante denominada “Ley Nuclear”), entró en vigor el 5 de febrero de 1985 y tiene por objeto regular la exploración, la explotación y el beneficio de minerales radiactivos, así como el aprovechamiento de los combustibles nucleares, los usos de la energía nuclear, la investigación de la ciencia y técnicas nucleares, la industria nuclear y todo lo relacionado con la misma.

La “industria nuclear”, como se define en el artículo 11 de la Ley Nuclear abarca:

I. Las fases del ciclo de combustible comprendidas desde la “refinación” hasta antes del “quemado” del mismo, es decir, hasta la fabricación de

elementos combustibles, incluyendo en su caso el enriquecimiento del uranio;

II. El “quemado”, el aprovechamiento de los elementos combustibles con fines energéticos que resulta en la generación de electricidad o en otro uso del calor liberado;

III. El “reprocesamiento” de combustible;

IV. Las últimas fases del ciclo de combustible, incluyendo el almacenamiento definitivo y temporal del combustible irradiado o de los desechos radiactivos derivados del reprocesamiento;

V. La producción de agua pesada, en su caso, y su uso en reactores nucleares;

VI. El diseño de los sistemas nucleares de suministro de vapor;

VII. El diseño y la fabricación de los equipos y componentes del sistema nuclear de suministro de vapor de las centrales nucleoelectricas u otros reactores nucleares;

VIII. La producción y aplicaciones de los radioisótopos, así como el procesamiento, acondicionamiento y disposición final de sus desechos radiactivos, y

IX. El diseño, fabricación y empleo de reactores nucleares y fuentes de radiación para la investigación y desarrollo tecnológico.

Más adelante, en el artículo 18 de la misma Ley se establecen las actividades que realizará el Ejecutivo Federal, a través de la Secretaría de Energía, entre las que se destacan las siguientes:

- Regulará la seguridad nuclear, radiológica y física, y las salvaguardias, así como vigilar su cumplimiento;
- Tendrá a su cargo el almacenamiento, transporte y depósito de combustibles nucleares y de desechos radiactivos cualquiera que sea su origen;
- Podrá autorizar a los organismos públicos correspondientes el almacenamiento temporal de combustibles nucleares y de desechos radiactivos derivados de su utilización, y
- Será responsable de la observancia de los tratados y demás instrumentos jurídicos internacionales



suscritos en materia nuclear, en el ámbito de su competencia.

La Ley Nuclear establece en su artículo 19 que “la seguridad es primordial en todas las actividades que involucran a la energía nuclear y deberá tomarse en cuenta desde la planeación, diseño, construcción y operación, hasta el cierre definitivo y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como en las disposiciones y destino final de todos sus desechos”.

Esta Ley define dos tipos de instalaciones: la instalación nuclear y la radiactiva. A la primera la define como “aquella en la que se fabrica, procesa, utiliza, reprocesa o almacena combustible o material nuclear”, y a la segunda como “aquella en la que se produce, fabrica, almacena o hace uso de material radiactivo o equipo que lo contenga; o se tratan, condicionan o almacenan desechos radiactivos” (artículo 3 fracciones II y III, respectivamente).

Conforme a la Ley Nuclear, tanto las instalaciones nucleares como las radiactivas deben contar con sistemas de seguridad física, nuclear y radiológica que satisfagan los requisitos que al respecto se establezcan en otros ordenamientos y en las disposiciones reglamentarias de dicha Ley (artículo 22, segundo párrafo). De igual manera, prevé en su artículo 27, tercer párrafo, que en “las instalaciones nucleares se debe contar con el personal de seguridad nuclear y radiológica requerido, y el titular del organismo público correspondiente será el responsable del estricto cumplimiento de las normas aplicables”.

Es en esta misma Ley en la que las distintas atribuciones asignadas a la Secretaría de Energía con relación a la seguridad nuclear y radiológica son otorgadas a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (las relacionadas a actividades regulatorias), al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (las relacionadas a investigación, desarrollo, promoción y difusión) y a la Comisión Federal de Electricidad (la exclusividad para generación eléctrica por medios nucleares).

Además de la Ley Nuclear, existe también la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente, que entró en vigor el 29 de enero de 1988 y cuyo Decreto, mediante el que se reforma, adiciona y deroga a la misma, entró en vigor el 6 de junio de 2018. Esta Ley en su Capítulo VII Energía Nuclear (artículo 154) establece que “La Secretaría de Energía y la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, con la participación que, en su caso, corresponda a la Secretaría de Salud,

cuidarán que la exploración, explotación y beneficio de minerales radioactivos, el aprovechamiento de los combustibles nucleares, los usos de la energía nuclear y en general, las actividades relacionadas con la misma, se lleven a cabo con apego a las normas oficiales mexicanas sobre seguridad nuclear, radiológica y física de las instalaciones nucleares o radioactivas, de manera que se eviten riesgos a la salud humana y se asegure la preservación del equilibrio ecológico y la protección al ambiente, correspondiendo a la Secretaría de Medio Ambiente y Recursos Naturales, realizar la evaluación de impacto ambiental”.

Dicha Ley indica en su artículo 154, que, en el caso de instalaciones relacionadas a los usos de la energía nuclear, la CNSNS y, cuando corresponda, la Secretaría de Salud, serán quienes velen por la salud humana, la preservación del equilibrio ecológico y la protección al ambiente, correspondiendo a la Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales la evaluación del impacto ambiental. Sin embargo, es conveniente resaltar que la Ley Nuclear estipula que, para las instalaciones nucleares, se debe incluir la información sobre el impacto ambiental para su evaluación por la CNSNS y otras autoridades conforme a sus atribuciones.

La Ley Federal sobre Metrología y Normalización establece un procedimiento uniforme para la elaboración de normas oficiales mexicanas por las dependencias de la Administración Pública Federal, mismo que se presenta a continuación, en forma de resumen:

1. Los temas por elaborar deben incluirse en el Programa Nacional de Normalización.
2. La dependencia competente elabora el anteproyecto de norma junto con su Manifestación de Impacto Regulatorio (MIR), revisando si existen otras relacionadas con el tema; si es el caso, las dependencias correspondientes se coordinarán para que de manera conjunta se elabore una sola Norma Oficial Mexicana (NOM) por materia o sector. Asimismo, se tomarán en consideración las Normas Mexicanas (MX) y las internacionales relativas al tema del anteproyecto.
3. El anteproyecto se presenta al Comité Consultivo Nacional de Normalización (CCNN) respectivo (se incluyen a las Partes Interesadas como parte de este comité) para que en un plazo no mayor a los 75 días naturales formule observaciones.
4. La dependencia que elaboró el anteproyecto contestará fundadamente las observaciones



presentadas por el Comité en un plazo no mayor de 30 días naturales contados a partir de la fecha en que le fueron presentadas y, en su caso, hará las modificaciones correspondientes. Cuando la dependencia que presentó el proyecto no considere justificadas las observaciones presentadas por el Comité, podrá solicitar a la presidencia de éste, la aprobación del anteproyecto sin modificar.

5. Una vez que el CCNN correspondiente aprueba el anteproyecto, la dependencia respectiva lo envía junto con su MIR a la Comisión Nacional de Mejora Regulatoria (CONAMER), para su dictamen.

6. La dependencia da respuesta a todas las observaciones que en su caso formule la CONAMER sobre el anteproyecto y su MIR, incorporando a dichos documentos las adecuaciones y las modificaciones pertinentes, hasta que la CONAMER emita el dictamen final sobre los mismos.

7. El anteproyecto dictaminado se somete a la aprobación del CCNN para su publicación en Diario Oficial de la Federación (DOF) como proyecto de NOM, para que dentro de los siguientes 60 días naturales los interesados, incluyendo al público en general, presenten sus comentarios al CCNN correspondiente.

8. Al término de los 60 días, el CCNN correspondiente estudiará los comentarios recibidos y, en su caso, procederá a modificar el proyecto en un plazo que no excederá los 45 días naturales.

9. El CCNN ordenará la publicación en el Diario Oficial de la Federación de las respuestas a los comentarios recibidos, así como de las modificaciones al proyecto, cuando menos 15 días naturales antes de la publicación de la NOM.

10. Una vez aprobadas por el CCNN respectivo, las NOM son expedidas por la dependencia competente y publicadas en el DOF para su aplicación.

Las NOM también deben revisarse cada cinco años para verificar su vigencia, actualización o cancelación. El resultado de la revisión se debe notificar al secretariado técnico de la Comisión Nacional de Normalización y de no hacerlo, la NOM perderá su vigencia.

La “Ley General de Transparencia y Acceso a la Información Pública” y la “Ley Federal de Transparencia y Acceso a la Información Pública”, las cuales entraron en vigor el 4 de mayo de 2015 y el 27 de enero de 2017, respectivamente, establecen los lineamientos para clasificar la información gubernamental, ya sea pública, reservada o confidencial. Con la entrada en vigor de estas Leyes, el gobierno mexicano diseñó una Plataforma Nacional de Transparencia a través de la cual los sujetos obligados proporcionan información ya sea de forma periódica, proactiva, focalizada o a solicitud expresa de los interesados.

19.2 Marco regulatorio

19.2.1 Requisitos y disposiciones nacionales aplicables en materia de seguridad radiológica

Las diversas Leyes mencionadas anteriormente, dan lugar al establecimiento de diversos reglamentos, en materia de seguridad radiológica, estos reglamentos son el Reglamento General de Seguridad Radiológica (RGSR) y el Reglamento para el Transporte Seguro de Material Radiactivo (RTSMR).

El RGSR entró en vigor el 23 de noviembre de 1988, este documento incluye una descripción del sistema de limitación de dosis, así como los límites, para el Personal Ocupacionalmente Expuesto (POE) de 50 mSv anuales para efectos estocásticos, 500 mSv para efectos no estocásticos y 150 mSv para el cristalino y la décima parte de los mencionados para individuos del público; en el artículo 19 de este reglamento, se indica que los límites antes mencionados no son aplicables a exposición médica de pacientes ni radiación de origen natural, excepto aquellos casos de exposición médica para investigación sin beneficio directo para el individuo expuesto y/o cuando las fuentes de radiación naturales se vean incrementadas por motivos tecnológicos, para los cuales, la CNSNS deberá establecer los límites aplicables.

El RGSR contiene disposiciones con relación a fuentes de radiación selladas, abiertas y equipos generadores, las instalaciones radiactivas y sus condiciones de operación, así como requerimientos para la evaluación de la seguridad, las inspecciones, verificaciones y el licenciamiento de dichas instalaciones. En particular, de los artículos 201 a 216 se establecen condiciones para el licenciamiento y la operación de instalaciones relacionadas a la gestión de desechos radiactivos, así como restricciones en cuanto al manejo que se puede dar a dichos materiales, también se incluyen las condiciones



y restricciones para las descargas de material radiactivo al drenaje. En estas líneas se incluye la gestión de fuentes gastadas pero los desechos y fuentes selladas de nivel alto quedan fuera del alcance, al mencionarse que las actividades de gestión de esta categoría de desechos radiactivos serán cubiertas por el reglamento de instalaciones nucleares.

Dentro de estas condiciones, se resalta la prohibición del almacenamiento definitivo en el mar, así como la prohibición del almacenamiento definitivo de desechos radiactivos inflamables, pirofóricos explosivos, en estado líquido, gases comprimidos y compuestos desconocidos.

A partir del RGSR se han originado y emitido una amplia cantidad de NOM, gran parte de ellas orientadas a la seguridad durante diversas etapas de la gestión de desechos radiactivos, desde su generación, para la dispensa, el tratamiento y acondicionamiento y para su almacenamiento definitivo (incluyendo en este caso, selección del sitio, diseño de bultos, clasificación), estas normas son mostradas en el anexo L.4.

El RTSMR entró en vigor el 9 de junio de 2017 y establece las condiciones de seguridad radiológica y física nuclear que deben cumplirse previo y durante actividades de transporte de material radiactivo en el territorio nacional. Este documento ha dado lugar a la publicación de las Normas Oficiales Mexicanas: NOM-009-NUCL-2017 “Determinación y aplicación del índice de transporte para materiales radiactivos y del índice de seguridad con respecto a la criticidad para el transporte de sustancias fisionables” y NOM-014-NUCL-2017 “Categorías de bultos, sobreenvases y contenedores de carga que contengan material radiactivo: marcado, etiquetado y rotulado”, ambas normas entraron en vigor el día 7 de junio de 2019, además de los proyectos de algunas otras NOM que aún no han sido publicadas.

Además de cumplir con los reglamentos y NOM ya mencionados, los permisionarios deben cumplir con lo requerido en los anexos a las licencias, permisos y/o autorizaciones que hayan sido emitidas a su favor por la CNSNS. Los anexos son específicos y orientados al tipo de instalación, actividades a realizar y basados en la evaluación de seguridad presentada para su licenciamiento. En estos anexos se incluye el requerimiento de presentación de un Informe Anual de Actividades Relevantes en Protección Radiológica, orientado a que el permisionario demuestre que el Programa de Protección Radiológica propuesto en la solicitud inicial de licencia se encuentre operativo, o bien, se

informe a la CNSNS de cualquier cambio que este programa haya sufrido y sus resultados.

En el caso de las instalaciones nucleares, desde el inicio del proyecto de la Central Nuclear Laguna Verde, las autoridades gubernamentales decidieron que además de aplicar la reglamentación del Organismo Internacional de Energía Atómica, se aplicará de igual manera la normativa del país de origen del Sistema de Suministro de Vapor Nuclear. Este requisito con carácter vinculante aparece en la Condición No. 3 de la Autorización de Operación Comercial de ambas unidades de la CNLV.

En virtud de ello, se establecieron como requisitos reglamentarios las Partes 20, 21, 26, 50, 51, 54, 55, 61, 70, 71, 72, 73 y 100 del Título 10, “Energía”, del Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América, así como todas las normas y guías industriales emanadas de dichas partes del Título 10. De igual manera, se han adoptado algunas de las Guías Reguladoras que ha emitido la Comisión Reguladora Nuclear de dicho país en conformidad con el proceso de análisis de aplicabilidad que es parte de los procesos internos de la CNSNS. Los requerimientos se han hecho extensivos también al reactor de investigación TRIGA Mark III mediante la Condición 3 de su propia licencia de operación.

19.2.2.1 Sistema de otorgamiento de licencias para instalaciones de gestión de desechos radiactivos

En el marco regulador mexicano, las instalaciones de gestión de desechos radiactivos son consideradas como instalaciones radiactivas, por lo cual, el proceso de otorgamiento de licencias para estas se encuentra establecido en el RGSR, donde se indica la documentación mínima necesaria que debe ser presentada por el interesado en obtener un permiso, autorización o licencia. Además de esto, dado que las actividades que realiza la CNSNS se encuentran dentro del ámbito de lo regulado en la Ley Federal de Procedimiento Administrativo (misma que entró en vigor el día 1 de junio de 1995 y cuya última reforma fue publicada en el Diario Oficial de la Federación el 18 de mayo del 2018), la parte administrativa relacionada con la evaluación, requerimientos de información faltante, emisión o negación de permisos, autorizaciones o licencias, se encuentra regulada por esta Ley. No obstante, para el caso de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos provenientes de usos energéticos, sus condiciones de licenciamiento están incluidas dentro de la licencia de operación de la instalación nuclear a la que pertenecen.



La Comisión Nacional de Mejora Regulatoria, con fundamento en el artículo 25 fracción V de la Ley General de Mejora Regulatoria, ha creado el Registro Federal de Trámites y Servicios, que consta de un inventario total de los trámites y servicios de la Administración Pública Federal y que fue creado con el objeto de otorgar seguridad jurídica a las personas, dar transparencia, facilitar el cumplimiento regulatorio y fomentar el uso de tecnologías de la información, es de carácter público y vinculante para los entes reguladores. Las solicitudes relacionadas a instalaciones de gestión de desechos radiactivos se encuentran inscritas como trámites en este registro, para lo cual, la CNSNS presentó ante la CONAMER el listado de información solicitada, así como el fundamento legal para requerir dicha información y las características que debe cumplir.

Los formatos oficiales a que se refieren los párrafos siguientes fueron creados para dar cumplimiento con los requerimientos de la CONAMER para registrar los distintos trámites que se realizan ante la CNSNS y tienen la finalidad de asentar en un solo documento la información que es requerida para la evaluación técnica. En algunos casos, como por ejemplo las solicitudes relacionadas a la gestión de desechos radiactivos, no existe un formato oficial, en este caso la información requerida se encuentra documentada en la ficha de trámite. En cualquier caso, el solicitante puede ver un listado de la información que debe presentarse para cada trámite en la página web oficial www.gob.mx/cnsns

Además, la CNSNS dispone a nivel institucional de un Plan de Garantía de Calidad desde el año de 1999. Se ha desarrollado e implantado un Sistema de Gestión de Calidad (SGC) documentado que se mantiene actualizado. Dentro de este sistema se identifican todos los procesos que se llevan a cabo para el cumplimiento de sus funciones de regulación de Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Este Sistema de Gestión de Calidad se basa en la adopción de los requisitos de la norma ISO 9001-2015 y su implantación es a través del Manual de Calidad y de los procedimientos asociados a los procesos. De esta manera, y dado que dentro de este sistema se encuentran procedimientos para la evaluación y licenciamiento de instalaciones de gestión de desechos, se garantiza que el proceso de evaluación de éstas se encuentra uniformizado y orientado a la seguridad.

En el RGSR se indica que para obtener una licencia de operación para un almacén de desechos radiactivos, se debe presentar: solicitud en el formato oficial, acta constitutiva que incluya en el objeto

social el almacenamiento de material radiactivo, memoria analítica de la instalación, planos arquitectónicos en los que se indiquen las áreas adyacentes y su uso, manual de procedimientos de seguridad radiológica, análisis de riesgos y plan de emergencia, propuesta de encargado de seguridad radiológica y de personal ocupacionalmente expuesto, actividades máximas de los radioisótopos, procedimiento y registro de recepción y entrega de los materiales radiactivos y características de los equipos detectores de radiación ionizante.

También se indica que para solicitar la autorización para el procesamiento, acondicionamiento, vertimiento y almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de niveles bajo e intermedio (incluyendo actividades de construcción, operación, modificación, cese de operaciones, desmantelamiento o cierre definitivo), se debe presentar: solicitud en formato oficial, copia del acta constitutiva de la empresa, informe de seguridad radiológica, manual de seguridad radiológica y fianza o caución de una institución o empresa legalmente autorizada para garantizar daños a terceros. El informe de seguridad mencionado, tiene el propósito de describir las características de seguridad radiológica que se aplicarán desde la concepción del proyecto, los métodos de cálculo y controles para procedimientos y materiales utilizados y debe incluir: instalaciones y actividades propuestas, evaluación de opciones, emplazamiento, diseño de la instalación y programa de garantía de calidad, organización del solicitante, política de seguridad radiológica, programa de garantía de calidad, grupo de seguridad radiológica, fuentes de radiación, estimación de los equivalentes de dosis, programa de seguridad radiológica, análisis de riesgos y plan de emergencia, impacto ambiental y cese de operaciones, desmantelamiento y cierre definitivo.

Para solicitar la autorización del almacenamiento definitivo de desechos radiactivos, se debe presentar la documentación mencionada en el párrafo anterior, además de un programa para el cierre definitivo de la instalación y el mantenimiento que se le proporcionará después de terminada la utilización activa de la misma, se deben incluir planes para la inmovilización de los materiales radiactivos y su aislamiento del ambiente en forma tan efectiva como razonablemente pueda lograrse, así como para la vigilancia de la retención de contaminantes radiactivos y de la estabilidad de la instalación.

Para actividades de incineración de desechos radiactivos, el permisionario debe demostrar ante la



CNSNS que las liberaciones radiactivas involucradas en el proceso no resultan en la exposición del público en general a equivalentes de dosis que rebasen los límites autorizados.

En la parte 3 de la Norma Oficial Mexicana NOM-022/3-NUCL-1996, se establecen los criterios para la construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional, para instalaciones de almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie.

Las fuentes selladas con actividades superiores a las señaladas en la norma técnica correspondiente (que no cumplan con los criterios de dispensa establecidos en la NOM-035-NUCL-2013 "Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo"), solo se podrán desechar en dos formas: enviándolas a un almacén definitivo de desechos radiactivos o enviándolas al extranjero, previa autorización de exportación. En cualquier caso, el permisionario debe solicitar previamente a la CNSNS la autorización correspondiente, proporcionando la siguiente información: radioisótopo, actividad y fecha en la que es válida, marca, modelo y número de serie de la fuente, número y fecha de expedición de la autorización, permiso o licencia en que se encuentra amparada, motivo de retiro, tipo, marca y modelo del contenedor con que se pretenda transportar la fuente y su destino propuesto.

La Ley Federal de Procedimiento Administrativo dicta, entre otras cosas, que, salvo que en otra disposición legal se establezca algo diferente, el tiempo de resolución no puede exceder de tres meses y una vez transcurrido este plazo sin que se emita alguna resolución, esta se entenderá en sentido negativo al interesado.

Esta Ley también indica que, en caso de que la solicitud no contenga los datos o no cumpla con los requisitos aplicables, se debe prevenir a los interesados por escrito y una sola vez para que subsanen la omisión dentro del término que se establezca y que no puede ser menor a cinco días hábiles a partir de que surta efectos la notificación, en caso de que transcurra el plazo correspondiente y no se desahogue la prevención, el trámite será desechado. De igual manera, la CNSNS está obligada a realizar dicha prevención dentro del primer tercio del plazo de respuesta para el trámite solicitado, en caso de no cumplir con este tiempo, no se podrá desechar el trámite por estar incompleto. En el supuesto de que tanto la prevención como su desahogo se realicen dentro de los tiempos establecidos, el tiempo de respuesta se reanudará a partir del día hábil inmediato siguiente a aquel

en que el interesado haya contestado, teniendo que dar respuesta en el plazo establecido para el trámite en cuestión.

Los permisos, autorizaciones y licencias emitidos por la CNSNS para instalaciones radiactivas tienen una vigencia de entre 2 y 5 años, dependiendo del tipo de instalación o de actividades que se autoricen, por lo que, de acuerdo a lo establecido en el RGSR, el permisionario debe presentar la solicitud de renovación correspondiente por lo menos 30 días antes de su vencimiento, junto con un informe detallado de las experiencias en protección radiológica adquiridas, y, en caso de que las condiciones bajo las cuales se emitió la autorización hayan cambiado, el permisionario debe solicitar de manera separada a la renovación, la modificación correspondiente.

19.2.2.2 Sistema de otorgamiento de licencias para instalaciones de gestión de combustible gastado

Dentro del marco regulatorio mexicano, las instalaciones de gestión de combustible gastado son consideradas como instalaciones nucleares, por lo cual, si bien están sujetos a los límites del sistema de limitación de dosis y a otras condiciones y requerimientos establecidos en el RGSR y a algunas NOM en relación a la capacitación del personal que labora en ellas, el control de la contaminación radiactiva y a la liberación de material radiactivo al ambiente, las condiciones para licenciamiento de estas instalaciones no se encuentran especificadas en dicho reglamento. Debido a esto, la CNSNS ha tomado la decisión de seguir lo indicado por el marco regulatorio del país de origen de los reactores nucleares existentes en México, es decir, lo establecido en el Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América. Es importante decir que el proceso de solicitud, evaluación y emisión o negativa de autorizaciones, permisos y licencias sí se encuentra sujeto a lo indicado en la Ley Federal de Procedimiento Administrativo, lo cual ya fue mencionado con anterioridad, y se encuentra dentro del Sistema de Gestión de la Calidad de la CNSNS, garantizando que las evaluaciones se realicen de manera uniformizada y orientada a la seguridad.

Debido a que las instalaciones para gestión del combustible gastado existentes en el país son principalmente las albercas de combustible gastado de cada uno de los reactores nucleares, el proceso de licenciamiento de éstas fue el proceso general de licenciamiento de instalaciones nucleares y fue contemplado durante la evaluación del reactor al que corresponde cada una de ellas. De igual



manera, la evaluación de renovación forma parte de la evaluación de renovación de la instalación nuclear en su conjunto.

En el caso específico de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, a petición de la CFE, durante el año 2013 la CNSNS emitió un documento informando a la CFE de los documentos nacionales e internacionales que debían ser considerados para la preparación de la documentación que se presentaría para la evaluación y posible licenciamiento del almacén en seco. El documento en cuestión indica también la información mínima necesaria y sus características, que debe ser presentada ante la CNSNS para la evaluación y emisión de la licencia de operación para un almacén en seco de combustible gastado.

Las licencias de operación para instalaciones nucleares, conforme a lo indicado en la Ley Nuclear, deben ser emitidas por la Secretaría de Energía, previa recomendación de la CNSNS, por lo cual, la CNSNS elabora un dictamen técnico denominado "Informe de Evaluación de Seguridad" que contiene las recomendaciones y conclusiones de la evaluación, este documento es turnado a la SENER. Sin embargo, de acuerdo con el Reglamento Interior de la SENER en su Capítulo XII, Artículo 42 fracción XX, publicado en el DOF del 31 de octubre de 2014, se ha delegado al Director General de la CNSNS la facultad para otorgar las Autorizaciones de Emplazamiento, Diseño, Construcción, Operación, Modificación, Cese de Operaciones, Cierre Definitivo y el Desmantelamiento de las instalaciones nucleares.

19.2.3 Sistema de prohibición de operaciones sin la correspondiente licencia

De acuerdo con lo establecido en el artículo 26 de la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en materia nuclear, mismo que establece que "El emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, requiere de la autorización de la Secretaría de Energía", asimismo en el artículo 29 de la misma Ley se establece que la "adquisición, importación, exportación, posesión, uso, transferencia, transporte, almacenamiento y destino o almacenamiento definitivo de material radioactivo y dispositivos generadores de radiación ionizante, sólo podrán llevarse a cabo con autorización que expedirá la Secretaría de Energía por conducto de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, con independencia de otras autorizaciones".

El RGSR indica en su artículo 189 que queda prohibida cualquier actividad con fuentes de radiación ionizante cuando se carezca de la autorización, permiso o licencia respectivos. Más aún, el RGSR también indica, en su artículo 181 las condiciones bajo las cuales se considera que existe peligro o riesgo inminente, siendo la operación sin permiso, autorización o licencia la primera de estas condiciones y en su artículo 183 indica que, bajo esta condición, la CNSNS procederá a la retención, aseguramiento o depósito de las fuentes de radiación ionizante o el equipo que las contenga.

19.2.4 Sistema reglamentario de control institucional, inspección regulatoria y documentación y presentación de informes

La realización de visitas de inspección, verificación, auditoría y reconocimiento tienen su fundamento en la Ley Federal de Procedimiento Administrativo, el RGSR y los procedimientos del SGC de la CNSNS. Para el caso específico de instalaciones de gestión de desechos radiactivos, el proceso de inspección, verificación, auditoría o reconocimiento ordinario se realiza de forma anual.

La Ley Federal de Procedimiento Administrativo indica en su artículo 62 que, con la finalidad de comprobar el cumplimiento de disposiciones legales y reglamentarias, las autoridades podrán llevar a cabo visitas de verificación ordinarias o extraordinarias. De acuerdo con esta Ley, los verificadores deben estar provistos de orden escrita expedida por la autoridad, en la que se indiquen lugar o zona a verificar, objeto de la visita, su alcance y las disposiciones legales que lo fundamenten, esta orden debe ser exhibida, junto con la credencial vigente con fotografía que le acredite para la función de verificación al inicio de la visita, y se debe dejar copia al propietario, responsable, encargado u ocupante del establecimiento, mismo que está obligado por esta misma Ley a permitir el acceso y dar facilidades a los verificadores. La autoridad conserva copia de la orden de visita con nombre, firma y cargo de quien recibe la diligencia, así como fecha de recepción de esta.

Una vez realizado, se le conmina a quien recibe la diligencia a conducirse con verdad, haciéndoles saber que, en caso de no hacerlo, de conformidad con el Código Penal Federal, las penas en que se incurre son de 4 a 8 años de prisión y de 100 a 300 días de multa. También se le hace saber de su derecho a designar a 2 testigos de lo actuado en la diligencia y que, en caso de no hacer uso de ese derecho, la CNSNS los designará, esto de conformidad con el artículo 66 de la Ley Federal de Procedimiento



Administrativo, que también establece que de toda diligencia debe levantarse acta circunstanciada y dejarse copia de esta en el establecimiento, aún si la persona que atendió se negara a firmar.

El acta a que se hace referencia debe incluir: nombre, denominación o razón social del visitado, hora, día, mes y año en que se inicia y termina la diligencia, dirección completa y contacto del lugar visitado, número y fecha de la orden de visita, nombre y cargo de la persona con quien se entendió la diligencia, nombre y domicilio de los dos testigos, datos relativos de la actuación, declaración del visitado si decidiera hacer alguna, nombre y firma de quienes intervinieron en la diligencia, incluyendo a quienes la llevaron a cabo.

El RGSR en su título décimo primero sobre los procedimientos administrativos, también incluye algunas directrices con relación a la realización de las diligencias, entre ellos, se indica que se puede autorizar la realización de diligencias en días y horas inhábiles, lo cual debe ser expresamente indicado en la orden de visita correspondiente. Respecto a la orden, también se indica que debe contar con los nombres de las personas que realizarán la diligencia, las cuales pueden realizar dicha diligencia de forma conjunta o separada. En la información que debe contener el acta, el RGSR, además de la información previamente indicada, señala que se debe incluir que se dio a conocer a la persona con quien se entendió la diligencia de su derecho a hacer comentarios y observaciones asentándolas dentro del acta o bien en un plazo de 10 días hábiles a partir de la diligencia.

El RGSR también señala que, en un plazo de 20 días hábiles posteriores a la diligencia, la CNSNS remitirá el dictamen correspondiente, indicando las anomalías y deficiencias encontradas, los plazos para corregirlas y las medidas que se deben adoptar para corregirlas. Lo anterior, si bien, puede ser corroborado por la CNSNS, debe ser comunicado a la CNSNS dentro de los plazos fijados. Se faculta a los inspectores a aplicar medidas preventivas o de seguridad en caso de que durante la realización de la diligencia se encontraran situaciones de peligro o riesgo inminente (tanto las medidas preventivas como las situaciones que pueden ser consideradas de peligro o riesgo inminente están claramente establecidas en el RGSR, artículos 181 al 183). Si de lo contenido en el acta se desprendiera la posible comisión de un delito, la CNSNS lo hará de conocimiento de la autoridad competente en la materia.

En cuanto al sistema reglamentario para la documentación y presentación de informes, por medio del anexo a la licencia de operación, como fue mencionado con anterioridad, los permisionarios deben entregar un informe anual de actividades relevantes en protección radiológica, en este documento, además de presentar la documentación que demuestre el cumplimiento con diversas NOM en relación a la capacitación continua del personal, vigilancia médica, la calibración de equipos detectores y otras que le sean aplicables, se debe indicar cualquier situación anormal que haya ocurrido en la instalación, independientemente de los reportes de situaciones anormales a que hace referencia el RGSR en sus artículos 176, 177 (dentro de las primeras 24 horas de ocurrido el incidente) y 178 (a los 15 días siguientes al incidente). En este documento también se notifica de cualquier cambio administrativo o técnico que haya ocurrido en la instalación, con independencia de la tramitación de modificación que se tendrá que haber realizado previo a su realización.

19.2.5 Medidas para asegurar el cumplimiento de los reglamentos y condiciones de licencia

Adicionalmente a las diligencias de inspección, auditoría, verificación o reconocimiento, se pueden aplicar sanciones administrativas, para asegurar el cumplimiento de los reglamentos y condiciones de licencia. Independientemente de lo que pudieran determinar otras autoridades, las violaciones en materia de seguridad radiológica, que puedan determinarse a partir de los resultados del acta de las diligencias efectuadas, y de las resoluciones que se deriven de ella, serán sancionadas por la CNSNS de la siguiente manera:

- Multa de cinco a cinco mil veces el salario mínimo general vigente en el lugar y tiempo en que se cometa la violación. En caso de que persista la infracción y vencido el plazo concedido para su corrección, se podrán imponer multas por cada día que transcurra sin que se obedezca el mandato respectivo, siempre que no exceda el límite señalado e independientemente de otras sanciones;
- Suspensión de la autorización, permiso o licencia;
- Cancelación de la autorización, permiso o licencia.

Para la cuantificación e imposición de las sanciones, se tomará en cuenta la gravedad de la infracción, las condiciones económicas del infractor y la reincidencia si la hubiera.



El artículo 255 del RGSR señala las situaciones bajo las cuales procede la imposición de una multa, las cuales se refieren al incumplimiento de artículos específicos del RGSR.

En el artículo 258 del RGSR se indican las condiciones bajo las cuales procede la suspensión del permiso, autorización o licencia, dichas condiciones son: el incumplimiento de las condiciones de este, el incumplimiento de las normas de seguridad física o radiológica, haber proporcionado información o documentación falsa o no contar con un encargado de seguridad radiológica.

En el artículo 259 del RGSR se señalan las condiciones bajo las cuales procede la cancelación del permiso, autorización o licencia, que son: se demuestre negligencia en las actividades que involucren fuentes de radiación ionizante, vencidos los plazos para corregir anomalías y deficiencias, estas no se hayan corregido apropiadamente.

19.2.6 Asignación de responsabilidades de los distintos órganos involucrados

Como ya se ha mencionado, los órganos involucrados en la gestión de desechos radiactivos son la CNSNS como Órgano Regulador, la CFE con las actividades de gestión de los desechos producidos en el sector energético y el ININ con las actividades de gestión de los desechos producidos en el sector no energético. Asimismo, para la gestión de combustible gastado, los órganos involucrados son la CNSNS como Órgano Regulador, la CFE y el ININ con las actividades de gestión del combustible gastado que se genere en la CNLV y en el reactor de investigación TRIGA Mark III, respectivamente.

En el artículo 50 de la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, se establecen las atribuciones de la CNSNS, entre otras aquellas relacionadas con la gestión de desechos radiactivos y combustible gastado, que son descritas en el artículo 20 del presente informe, entre las que se destacan la propuesta, interpretación y vigilancia del cumplimiento de las normas de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias, la vigilancia del cumplimiento de disposiciones legales y tratados internacionales de que México sea signatario, el ordenamiento de auditorías, inspecciones, verificaciones y reconocimientos, así como la aplicación de las medidas de apremio y las sanciones administrativas que procedan.

Si bien las actividades relacionadas al ciclo de combustible nuclear y su reprocesamiento se encuentran asignadas directamente a la Secretaría

de Energía, el artículo sexto transitorio de la misma Ley estipula que la CFE será la encargada de estas actividades en tanto la Secretaría no esté en posibilidad de llevarlas a cabo por sí misma.

En 1989 la Secretaría de Energía instruyó al ININ a realizar todas las actividades de recolección, tratamiento, transporte, almacenamiento y custodia de los desechos radiactivos derivados de la utilización de materiales en las aplicaciones médicas, industriales y de investigación.

19.3 Reglamentación de los materiales radiactivos como desechos radiactivos

Con excepción de algunas NOM específicas para la gestión de desechos radiactivos y que son señaladas en el anexo L.3 del presente informe, el marco regulatorio y los sistemas de otorgación de licencias e inspecciones son aplicables a las fuentes de radiación ionizante en general, por lo cual, las condiciones de seguridad requeridas abarcan al material radiactivo antes y después de ser declarado como desecho radiactivo y se cuenta con la reglamentación específica para considerar un material radiactivo como desecho radiactivo.

Valoración del cumplimiento

De lo anteriormente expuesto, se observa que existen los elementos para garantizar la seguridad de la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos, los cuales están descritos en el marco legislativo mexicano. Además, se utiliza la normativa del país de origen del sistema de suministro de vapor nuclear, para el caso de la CNLV.

Artículo 20. Órgano Regulador

1. Cada Parte Contratante establecerá o designará un Órgano Regulador que se encargue de la aplicación del marco legislativo y reglamentario a que se refiere el artículo 19, y que esté dotado de autoridad, competencia y recursos financieros y humanos adecuados para cumplir las responsabilidades que se le asignen.

2. Cada Parte Contratante, de conformidad con su marco legislativo y reglamentario, adoptará las medidas adecuadas para asegurar una independencia efectiva entre las funciones reglamentarias y otras funciones cuando incumban a entidades que intervengan tanto en la gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos como en su reglamentación.



20.1 Establecimiento del Órgano Regulador

En virtud del artículo 17 de la Ley Orgánica de la Administración Pública Federal, se autoriza a las Secretarías de Estado, con el fin de dar una atención más eficaz y un eficiente despacho de los asuntos de su competencia, a contar con órganos administrativos desconcentrados que les estarán jerárquicamente subordinados y que tendrán facultades específicas para resolver sobre la materia y dentro del ámbito territorial que se determine en cada caso, de conformidad con las disposiciones legales aplicables. Es haciendo uso de esta autorización y por medio del Reglamento Interior de la Secretaría de Energía, que ésta cuenta con la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias como órgano desconcentrado, cuyas atribuciones, establecidas en el artículo 50 de la Ley Nuclear son:

I. Vigilar la aplicación de las normas de seguridad nuclear radiológica, física y las salvaguardias para que el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas se lleven a cabo con la máxima seguridad para los habitantes del país;

II. Vigilar que en el territorio de los Estados Unidos Mexicanos se cumpla con las disposiciones legales y los tratados internacionales de los que México sea signatario, en materia de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias;

III. Revisar, evaluar y autorizar las bases para el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas; así como todo lo relativo a la fabricación, uso, manejo, almacenamiento, reprocesamiento y transporte de materiales y combustibles nucleares, materiales radiactivos y equipos que los contengan; procesamiento, acondicionamiento, vertimiento y almacenamiento de desechos radiactivos, y cualquier disposición que de ellos se haga;

IV. Emitir opinión, previamente a la autorización que otorgue el Secretario de Energía sobre el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de instalaciones nucleares;

V. Expedir, revalidar, reponer, modificar, suspender y revocar, los permisos y licencias requeridos para las instalaciones radiactivas de acuerdo con las disposiciones legales, así como recoger y retirar en su caso los utensilios, equipos, materiales

existentes y, en general, cualquier bien mueble contaminado, en dichas instalaciones;

VI. Recomendar y asesorar respecto de las medidas de seguridad nuclear, radiológica, física, de salvaguardias y administrativas que procedan en condiciones anómalas o de emergencia, tratándose de instalaciones nucleares y radiactivas; así como determinar y ejecutar en estos casos, cuando técnicamente sea recomendable la retención, aseguramiento o depósito de fuentes de radiación ionizante o equipos que las contengan, o la clausura parcial o total, temporal o definitiva, del lugar en que se encuentren o aquellos otros que hayan sido afectados, sin perjuicio de las medidas que adopten otras autoridades competentes;

VII. Previamente al inicio de operaciones, revisar, evaluar y autorizar los planes que para el manejo de condiciones anómalas o de emergencia deben establecerse en las instalaciones nucleares y radiactivas;

VIII. Establecer y manejar el sistema nacional de registro y control de materiales y combustibles nucleares;

IX. Emitir opinión previa a la autorización de importaciones y exportaciones de materiales radiactivos y equipos que los contengan, así como de materiales y combustibles nucleares, para los efectos de seguridad, registro y control;

X. Proponer las normas, revisar, evaluar y, en su caso, autorizar las bases para el diseño, la construcción, adaptación, preparación, operación, modificación y cese de operaciones de instalaciones para la extracción y tratamiento de minerales radiactivos, así como fijar los criterios de interpretación de las normas aludidas;

XI. Proponer las normas, y fijar los criterios de interpretación, relativos a la seguridad nuclear, radiológica, física y las salvaguardias, en lo concerniente a las actividades a que se refiere la fracción III anterior; así como proponer criterios de seguridad, registro y control que regulen la importación y exportación de los materiales y combustibles nucleares;

XII. Ordenar y practicar auditorías, inspecciones, verificaciones y reconocimientos para comprobar el cumplimiento y observancia de las disposiciones legales en materia de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias; así como imponer las medidas de apremio y



las sanciones administrativas que procedan de acuerdo con las disposiciones de esta Ley y sus reglamentos;

XIII. Requerir y verificar la información y documentación que estime pertinente para el ejercicio de las atribuciones que esta Ley le confiere, en los términos de las disposiciones aplicables;

XIV. Intervenir en la celebración de los convenios o acuerdos de cooperación que se realicen por la Secretaría de Energía con otras entidades nacionales en materia de seguridad nuclear, radiológica y física, y de salvaguardias;

XV. Establecer los requisitos que deberán satisfacer los programas de capacitación técnica sobre aspectos relacionados con la seguridad nuclear, radiológica y física, y las salvaguardias, y asesorar en los mismos;

XVI. Auxiliar a las autoridades encargadas de la prevención, procuración y administración de justicia, en los casos en que los materiales y combustibles nucleares o materiales radiactivos, sean objeto de delito, sufran pérdidas o extravío o se vean envueltos en incidentes, así como a las autoridades aduaneras en los términos de la Ley respectiva;

XVII. Pedir el auxilio de la fuerza pública cuando fuere necesario para hacer cumplir sus determinaciones, en los términos de Ley; y

XVIII. Las demás que se le confieran en esta Ley y en las disposiciones legales en vigor.

Además de éste, los artículos 13, 17, 18, 19, 23, 28, 29, 32, 33, 34, 35, 36 y 37 de la Ley Nuclear (reformada en el año 1985) dan sustento a sus funciones.

La CNSNS no cuenta con estatutos debido a que es un órgano desconcentrado de la Secretaría de Energía, por lo que carece de patrimonio y personalidad jurídica propios. Sin embargo, en cumplimiento con el artículo 19 de la Ley Orgánica de la Administración Pública Federal cuenta con un Manual de Organización, que contiene información sobre la estructura orgánica de la dependencia.

El Órgano Regulador Mexicano está formado por una Dirección General, un Órgano Interno de Control y cinco Direcciones Generales Adjuntas que reportan a la Dirección General. Las Direcciones Generales Adjuntas tienen los siguientes objetivos:

- Dirección General Adjunta de Seguridad Nuclear, encargada de proponer la normatividad en materia de seguridad nuclear y radiológica, así como de vigilar su aplicación en las instalaciones nucleares.
- Dirección General Adjunta de Seguridad Radiológica, encargada de proponer la normatividad en materia de seguridad radiológica y vigilar su aplicación en las instalaciones radiactivas.
- Dirección General Adjunta de Vigilancia Radiológica Ambiental, Seguridad Física y Salvaguardias, encargada de operar el Sistema Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental, de mantener el Sistema Nacional de Salvaguardias y el de Seguridad Física en las instalaciones nucleares y radiactivas, así como de proponer la normatividad en materia de seguridad radiológica en la gestión de los desechos radiactivos y vigilar su aplicación en las instalaciones relacionadas a dichas actividades.
- Dirección General Adjunta de Tecnología, Reglamentación y Servicios, encargada de actualizar y adecuar el marco normativo; asimismo, contribuye al sustento técnico en materia de seguridad nuclear, radiológica, física y de salvaguardias de la CNSNS y administra el sistema informático y telemático.
- Dirección General Adjunta de Finanzas y Administración, encargada de administrar los recursos humanos, financieros y materiales, asignados al Órgano Regulador, de conformidad con la normatividad aplicable y con las políticas establecidas, tramitando o proporcionando oportunamente los servicios que en general se requieran para el mantenimiento y conservación de las instalaciones y sus bienes.

Asimismo, se cuenta con la Dirección de Asuntos Jurídicos e Internacionales y la Organización de Contingencias Nucleares (OCN) y Organización de Contingencias Radiológicas (OCR) que reportan a la Dirección General.

Actualmente, la CNSNS cuenta con el personal que se muestra en la Tabla 5, en la cual se presentan únicamente las plazas que forman parte de su estructura. A ese respecto, es importante recalcar que desde 2009 se ha contado, con algunas intermitencias, con un número variable de plazas de carácter eventual.



TABLA 5. NÚMERO DE PLAZAS DEL ÓRGANO REGULADOR

ESTRUCTURA ORGANIZACIONAL GENERAL	NÚMERO DE PLAZAS		
	2018	2019	DIFERENCIA
Dirección General	9	6	-3
Dirección General Adjunta de Seguridad Nuclear	41	37	-4
Dirección General Adjunta de Seguridad Radiológica	54	43	-11
Dirección General Adjunta de Vigilancia Radiológica, Ambiental, Seguridad Física y Salvaguardias	28	21	-7
Dirección General Adjunta de Tecnología, Reglamentación y Servicios	35	21	-14
Dirección General Adjunta de Finanzas y Administración	40	37	-3
Total	207	165	-42

Dentro de la Dirección General Adjunta de Vigilancia Radiológica Ambiental, Seguridad Física y Salvaguardias, se cuenta con la Dirección de Gestión de Desechos e Impacto Radiológico Ambiental, misma que ha contado durante 2018 y 2019 con 5 plazas de estructura y, con algunas intermitencias, con una plaza de carácter eventual.

También es importante mencionar, en este aspecto, que las 6 plazas asignadas para el Órgano Interno de Control, y cuyos recursos financieros eran cubiertos por la CNSNS durante 2018, han sido transferidas y sus recursos son ahora cubiertos por la Secretaría de la Función Pública.

Con todo lo anterior, la asignación para “Servicios Personales” en la CNSNS es la mostrada en la Tabla 6 Presupuesto asignado bajo el concepto de “Servicios Personales” al Órgano Regulador.

TABLA 6. PRESUPUESTO ASIGNADO BAJO EL CONCEPTO DE “SERVICIOS PERSONALES” AL ÓRGANO REGULADOR

EJERCICIO FISCAL	ASIGNACIÓN “SERVICIOS PERSONALES”		
	ESTRUCTURA	EVENTUAL	TOTAL
2018 (pesos mexicanos)	92,452,812.00	10,712,315.00	103,165,127.00
2018 (dólares americanos)	4,944,000.64	572,851.07	5,516,851.71
2019 (pesos mexicanos)	70,853,239.00	9,000,299.00	79,853,538.00
2019 (dólares americanos)	3,788,943.26	481,299.44	4,270,242.70

20.2 Independencia del Órgano Regulador

Los principales retos que enfrenta la CNSNS están relacionados con los recursos financieros y humanos con que cuenta; conscientes de esto, en años recientes se ha apuntalado el presupuesto de la CNSNS asignándole parte de los aprovechamientos pagados por la Central Nuclear Laguna Verde. Los recursos adicionales se han destinado principalmente a gastos de operación del regulador, pero también han permitido sufragar convenios de colaboración con universidades e instituciones de investigación nacionales y extranjeras, así como la contratación de compañías privadas para la realización de diferentes tareas, como la evaluación de diversos asuntos de seguridad, el fortalecimiento del sistema de gestión y el desarrollo de sistemas de información para hacer más eficientes los procesos internos.

El reglamento interior de la Secretaría de Energía estipula las funciones para cada una de las Subsecretarías que conforman la dependencia, así como la de sus órganos desconcentrados.

Con relación a los recursos financieros, debido a que la CNSNS es un órgano desconcentrado dependiente de la Secretaría de Energía, no recibe ingresos propios por su operación. Las cuotas que pagan los usuarios de material radiactivo por licenciamiento, manejo y transporte de éstos, así como el pago que hace la Central Nuclear Laguna Verde, son depositadas directamente a la Tesorería de la Federación. Cada año fiscal el presupuesto de la CNSNS es asignado por SENER.

Tocante a los recursos humanos, a fin de asegurar la adquisición de las aptitudes apropiadas, así como el logro y conservación de niveles adecuados de competencia, la CNSNS se ha esforzado para



que sus funcionarios participen en programas de capacitación, realizando el establecimiento de un programa de capacitación en base anual que incluye la capacitación de contenido general conectada con el servicio público y la capacitación técnica especializada orientada a llevar a cabo sus funciones. México, como la mayoría de los países, enfrenta una carencia generacional de profesionistas preparados en los temas relacionados con la seguridad nuclear y radiológica, por lo que el personal de nuevo ingreso presenta, generalmente, insuficiencias en conocimiento y experiencia en relación con los temas de seguridad nuclear y radiológica.

Con el fin de homologar los conocimientos de los profesionistas provenientes de diferentes universidades y programas de estudio y darle al personal una base suficiente para actuar en pro de su seguridad y la de las empresas e instituciones vigiladas, la CNSNS cuenta con un programa de capacitación básica que incluye los fundamentos de la seguridad nuclear, de seguridad radiológica y una introducción a las áreas y asuntos que son responsabilidad de la CNSNS. Otra medida que ha sido adoptada por la CNSNS para desarrollar y mantener la competencia de su personal ha sido

la participación en programas de capacitación de otros órganos reguladores, del OIEA y de la Comisión Europea, a través de convenios internacionales y proyectos de cooperación técnica. Es importante mencionar que de acuerdo con lo establecido en el Reglamento de la Ley del Servicio Profesional de Carrera en la Administración Pública Federal en el artículo 55 fracción I, los servidores públicos de carrera, en ningún caso deben recibir menos de 40 horas efectivas anuales de capacitación.

Valoración del cumplimiento

Con base en lo anterior, puede concluirse que la CNSNS tiene por cabeza de sector a la SENER, cuenta con independencia técnica y de gestión de sus procesos, lo mismo que las organizaciones encargadas de la gestión de los desechos radiactivos y del combustible gastado. No obstante, ser un órgano desconcentrado de la Secretaría de Energía, desde su fundación, este Órgano Regulador se ha conducido con independencia técnica. También es importante mencionar que según lo establecido en el artículo 39 del Reglamento Interior de la Secretaría de Energía, sus órganos desconcentrados cuentan con autonomía técnica y operativa y facultades ejecutivas para el cumplimiento de sus funciones.





SECCIÓN F

OTRAS DISPOSICIONES GENERALES RELATIVAS A LA SEGURIDAD

Esta sección comprende las obligaciones previstas en los siguientes artículos:

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia

1. Cada Parte Contratante asegurará que la responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad en la gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos recaiga sobre el titular de la correspondiente licencia, y adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho titular asuma sus responsabilidades.

2. De no haber un titular de la licencia u otra parte responsable, la responsabilidad recaerá en la Parte Contratante que tenga jurisdicción sobre el combustible gastado o sobre los desechos radiactivos.

21.1 Titular de la Licencia

Las responsabilidades se encuentran establecidas en el marco regulatorio mexicano que ha sido descrito con anterioridad. En este apartado se describirá el marco regulatorio en lo relativo a las responsabilidades del titular de la licencia y del Estado Mexicano y las medidas que se han tomado

y se podrán tomar en el futuro para asegurar su cumplimiento.

La Ley Nuclear establece en el artículo 19 que la seguridad es primordial en todas las actividades que involucran a la energía nuclear y deberá tomarse en cuenta desde la planeación, diseño, construcción y operación, hasta el cierre definitivo y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como en las disposiciones y destino final de todos sus desechos. También establece que las instalaciones nucleares y radiactivas deberán contar con sistemas de seguridad física, nuclear y radiológica que satisfagan los requisitos que al respecto se establezcan en otros ordenamientos y en las disposiciones reglamentarias de la Ley.

Por otro lado, en el artículo 27 de la misma Ley se establece que los permisionarios de instalaciones nucleares y radiactivas deberán contar con el personal de seguridad requerido, quien tendrá a su cargo las actividades relacionadas con la protección radiológica dentro del centro de trabajo. El titular de la autorización será el responsable directo de la seguridad radiológica y tanto el jefe del grupo de trabajo del personal de seguridad radiológica (encargado de seguridad radiológica), su auxiliar, si lo tuviere, el personal ocupacionalmente expuesto y el titular de la autorización deberán cumplir los requisitos y obligaciones establecidos en la Ley, el RGSR y otras disposiciones legales. En las instalaciones nucleares, el titular del organismo público correspondiente será el responsable del estricto cumplimiento de las normas aplicables.

El RGSR establece en el artículo 147 que el permisionario será el responsable directo de la seguridad radiológica de la institución o empresa ante la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, y en el artículo 148 se establecen sus obligaciones, que son las siguientes:

- I. Registrar ante la CNSNS al personal ocupacionalmente expuesto y a los integrantes del Grupo de Seguridad Radiológica, documentando el nivel de estudios y capacitación, que deben ser consistentes con el trabajo y funciones que se les asignarán en la instalación;



II. Apoyar al encargado de seguridad radiológica en todos los aspectos relacionados con la elaboración, ejecución, supervisión y modificación del Programa de Seguridad Radiológica;

III. Proporcionar a todo el personal ocupacionalmente expuesto, el entrenamiento, información, vestuario, equipo, accesorios y dispositivos de protección radiológica adecuados al trabajo que realicen y la atención médica necesaria en los casos de accidentes radiológicos;

IV. Cumplir con los compromisos contenidos en el Informe de Seguridad Radiológica aprobado por la CNSNS y con las condiciones de la licencia, permiso o autorización;

V. Dar aviso y entregar los informes a la CNSNS en caso de accidentes radiológicos, independientemente de los avisos que deban darse a otras Dependencias;

VI. Notificar de inmediato a la CNSNS cualquier robo o extravío de fuentes de radiación ionizante;

VII. Vigilar que el encargado de seguridad radiológica cumpla con sus funciones, analizando y evaluando conjuntamente con él los reportes, informes y registros que sobre seguridad radiológica le sean presentados;

VIII. Vigilar que se efectúen periódicamente revisiones y análisis de los procedimientos de trabajo, del equipo empleado y de las instalaciones de acuerdo con lo señalado en el Informe de Seguridad Radiológica;

IX. Elaborar y mantener en condiciones operativas el Plan de Emergencia;

X. Elaborar y dar a conocer a todo el personal ocupacionalmente expuesto el Manual de Seguridad Radiológica;

XI. Expedir al personal ocupacionalmente expuesto, los certificados anuales y constancias al término de la relación laboral, de los equivalentes de dosis individuales recibidos en las 52 semanas anteriores y de la dosis total acumulada a la fecha. Copia de estos documentos se enviará a la CNSNS con la firma de recibido del individuo;

XII. Llevar registro de los exámenes médicos practicados al personal ocupacionalmente expuesto, los cuales se realizarán en los términos y condiciones a que se refiere la norma técnica correspondiente (NOM-026-NUCL-2011);

XIII. Llevar registro de toda liberación, vertimiento y destino o disposición final de materiales radiactivos;

XIV. Vigilar que en los locales de almacenamiento de material radiactivo se lleven registros de entrada y salida del material;

XV. Verificar periódicamente el inventario de material radiactivo de acuerdo a lo señalado en el Informe de Seguridad Radiológica;

XVI. Otorgar las facilidades que se requieran durante las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos que practique la CNSNS;

XVII. Proporcionar la información que se le requiera durante las diligencias a que se refiere la fracción anterior;

XVIII. Presentar a los inspectores los manuales, registros o documentos relacionados con la seguridad radiológica, cuando los soliciten;

XIX. Efectuar las pruebas y operaciones que se requieran durante la inspección, auditoría, verificación o reconocimiento;

XX. Permitir a los inspectores de la CNSNS la toma de muestras suficientes para realizar los análisis y comprobaciones pertinentes;

XXI. Corregir las deficiencias y anomalías detectadas en las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos, y remitir a la CNSNS, en su oportunidad, el informe de corrección correspondiente;

XXII. Proporcionar la información y documentación que requiera la CNSNS, dentro de los plazos que esta fije al respecto;

XXIII. Firmar y rubricar toda la documentación que se remita o presente a la CNSNS;

XXIV. En su caso, cubrir todos los gastos derivados de los accidentes radiológicos, incluyendo indemnizaciones a terceros;

XXV. Notificar a la CNSNS, para su autorización, de la venta, préstamo, arrendamiento, donación, cesión o cualquier otro acto que implique la transmisión de propiedad y depósito de fuentes de radiación ionizante;



XXVI. Avisar de inmediato a la CNSNS cuando deje de usar o poseer definitivamente el material radiactivo autorizado;

XXVII. Tomar todas las medidas de seguridad radiológica y física que se requieran para salvaguardar la integridad de las fuentes de radiación en caso de huelga o paro;

XXVIII. Avisar a la CNSNS del estallamiento y de la terminación de la huelga o paro que ocurra en la instalación; y

XXIX. Cumplir aquellas otras obligaciones que le imponga este Reglamento.

En algunas de estas obligaciones se habla del grupo de seguridad radiológica, mismo que debe estar establecido en el organigrama de la empresa o institución, al jefe de este grupo se le llama Encargado de Seguridad Radiológica, para ocupar este puesto se deben satisfacer los requerimientos que le correspondan conforme a la clasificación de la instalación. De acuerdo con el artículo 154 del RGSR sus obligaciones son:

I. Establecer los procedimientos de seguridad radiológica y física aplicables a la adquisición, importación, exportación, producción, posesión, uso, transferencia, transporte, almacenamiento y destino o disposición final de los materiales radioactivos y dispositivos generadores de radiación ionizante; para revisión y aprobación en su caso de la CNSNS;

II. Adiestrar y calificar al personal ocupacionalmente expuesto en la aplicación correcta de las normas y procedimientos de seguridad radiológica y física, así como vigilar su cumplimiento durante las operaciones que se realicen con las fuentes de radiación ionizante;

III. Establecer el programa de vigilancia radiológica para la determinación, registro, análisis y evaluación de los equivalentes de dosis recibidos por el personal ocupacionalmente expuesto;

IV. Vigilar que al personal ocupacionalmente expuesto se le proporcione el vestuario, equipo, accesorios y dispositivos de protección radiológica apropiados y asegurarse de que los use adecuadamente;

V. Identificar las zonas, lugares, operaciones y condiciones que potencialmente puedan causar exposición a la radiación;

VI. Comunicar de inmediato al permisionario cualquier hecho que a su juicio pueda implicar un aumento en el riesgo de exposición a la radiación durante el manejo de las fuentes de radiación ionizante a fin de aplicar las medidas correctivas pertinentes;

VII. Notificar de inmediato a la CNSNS cualquier robo o extravío de fuentes de radiación ionizante;

VIII. Desarrollar proyectos, procedimientos y métodos para mantener la exposición a la radiación del personal ocupacionalmente expuesto y del público, tan baja como razonablemente pueda lograrse, pero inferior a los límites de equivalente de dosis establecidos en este Reglamento;

IX. Elaborar y supervisar el programa de pruebas de buen funcionamiento y calibración de todo el equipo detector y medidor de radiación ionizante;

X. Elaborar, supervisar y participar en los programas de entrenamiento del personal ocupacionalmente expuesto;

XI. Llevar registro de los equivalentes de dosis recibidos por el personal ocupacionalmente expuesto, anexando el equivalente de dosis recibido en empleos anteriores cuando hayan sido presentadas las constancias respectivas;

XII. Vigilar que el manejo y la eliminación de los desechos radioactivos se realicen conforme a las normas de seguridad radiológica aplicables;

XIII. Efectuar pruebas de fuga a las fuentes de radiación ionizante al momento de su recepción y en los períodos establecidos en las condiciones de la licencia, autorización o permiso, así como después de ocurrido algún accidente radiológico;

XIV. Llevar registro de las pruebas de fuga, calibración y buen funcionamiento de las fuentes de radiación ionizante y de los equipos detectores y medidores de dicha radiación, en los términos de este Reglamento;

XV. Estar presente durante el desarrollo de las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos que practique la CNSNS al permisionario;

XVI. Proporcionar la información solicitada por los inspectores en el curso de las diligencias señaladas en la fracción anterior;



XVII. Corregir las deficiencias y anomalías detectadas en las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos;

XVIII. Elaborar y recabar la documentación necesaria para la obtención y renovación oportuna de las licencias, permisos y autorizaciones;

XIX. Elaborar, actualizar, controlar y archivar los planos, informes, registros y escritos relacionados con el Informe de Seguridad Radiológica y con las inspecciones, auditorías, verificaciones o reconocimientos practicados por la CNSNS;

XX. Participar en la elaboración, actualización y aplicación del Manual de Seguridad Radiológica y del Plan de Emergencia de la instalación;

XXI. Acudir de inmediato a la instalación en caso de accidente radiológico para coordinar y supervisar las operaciones que deban llevarse al cabo, avisando del hecho a la CNSNS, de acuerdo con lo establecido en el Título Noveno, Capítulo I del RGSR;

XXII. Elaborar un programa de entrenamiento para casos de emergencia, que comprenda tanto los accidentes radiológicos potenciales durante operaciones rutinarias, como aquellos que pudieran ocurrir como consecuencia de un incendio, explosión, inundación, derrumbe u otros siniestros, que incluya simulacros periódicos con el personal ocupacionalmente expuesto;

XXIII. Proporcionar la información o documentación que requiera la CNSNS, dentro de los plazos que ésta fije al respecto; y

XXIV. Cumplir las demás obligaciones que le señale el RGSR.

Asimismo, tomando en cuenta la clasificación de la instalación, por requerimiento de la CNSNS o a petición de parte, se puede autorizar el registro de auxiliares del encargado de seguridad radiológica, que deberá remitir al permisionario toda la documentación relativa a las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos que practique la CNSNS y en las que intervenga en sustitución del encargado de seguridad radiológica.

Por otra parte, el Personal Ocupacionalmente Expuesto, conforme al artículo 160 del RGSR tiene las siguientes obligaciones:

i. Conocer y aplicar correctamente los principios básicos de seguridad radiológica;

ii. Evitar toda exposición innecesaria a la radiación de su persona y del público;

iii. Cuidar y vigilar que cuando dejen de utilizarse las fuentes de radiación ionizante se encuentren en condiciones adecuadas de seguridad radiológica y física; el material radioactivo en sus contenedores y el equipo que contiene las fuentes o el dispositivo generador de radiación ionizante en posición de apagado;

iv. Comprobar cuando salga de una zona donde exista riesgo de contaminación radiactiva, que su persona y vestuario no estén contaminados;

v. Conocer y aplicar correctamente las normas, instrucciones y procedimientos contenidos en el Manual de Seguridad Radiológica y en el Plan de Emergencia de la instalación;

vi. Conocer el manejo y uso correcto de las fuentes de radiación ionizante, del equipo detector y medidor de radiación, de los accesorios y dispositivos de seguridad radiológica y, de los factores blindaje, distancia y tiempo, en el grado que lo requieran sus funciones y responsabilidades;

vii. Portar durante la jornada de trabajo los dosímetros personales que se requieran de acuerdo con lo estipulado en el Manual de Seguridad Radiológica;

viii. Procurar que en el desarrollo de sus actividades se produzca la menor cantidad de desechos radioactivos;

ix. Conocer y aplicar correctamente los procedimientos autorizados por el encargado de seguridad radiológica para la eliminación de los desechos radioactivos;

x. Enterarse de los equivalentes de dosis que ha recibido en el desempeño de sus labores con la periodicidad con que se anoten en el registro correspondiente;

xi. Someterse a la toma de muestras biológicas que se requieran para la vigilancia médica y para las pruebas de bioensayo;

xii. Proporcionar con veracidad los datos que le sean requeridos durante las inspecciones, auditorías, verificaciones y reconocimientos que realice la CNSNS;



xiii. Conocer la conducta a seguir en caso de accidente radiológico;

xiv. El personal que preste sus servicios en diversas instalaciones y este profesionalmente expuesto deberá informar al encargado de seguridad radiológica, de cada una de ellas, a fin de que todas cuenten con el historial dosimétrico completo; e

xv. Informar al encargado de seguridad radiológica, sobre cualquier situación de alto riesgo, incidente y accidente radiológico.

El artículo 203 del mismo RGSR señala que el titular de la autorización de un sitio de disposición final de material radiactivo tomará las acciones correctivas pertinentes para mantener la estabilidad e integridad de la instalación durante el tiempo que dure su responsabilidad; al respecto, la normativa no especifica el tiempo en que el titular de la autorización debe mantener la responsabilidad sobre el sitio una vez que la instalación no se encuentre en operación activa.

Con relación a las medidas para garantizar que el titular de la licencia asuma sus responsabilidades, la Ley de Responsabilidad Civil por Daños Nucleares emitida el 29 de diciembre de 1974, indica en el artículo 4 que: “La responsabilidad civil del operador por daños nucleares es objetiva”; esto es, el operador de la instalación es el responsable de los daños potenciales que originaría la instalación. Por otro lado, se tiene establecido un sistema de sanciones y de medidas de apremio en caso de incumplimientos, con fundamento tanto en la Ley Nuclear como en el RGSR. Las medidas que se tomen en el contexto del sistema de sanciones y medidas de apremio antes mencionado no excluyen la responsabilidad civil, penal o laboral que, en su caso, resulten a cargo del titular de la autorización por los daños a las personas o a sus bienes.

21.2 Responsabilidades del Estado Mexicano

El artículo 28 Constitucional, que habla sobre la prohibición de monopolios, prácticas monopólicas, estancos y exenciones de impuestos, trata en el párrafo cuarto sobre las funciones que el Estado ejercerá de manera exclusiva en áreas estratégicas, en la que se incluye el área nuclear. En este sentido, el artículo 14 de la Ley Nuclear especifica que las actividades estratégicas que serán exclusivas del Estado son:

I. El beneficio de minerales radiactivos;

II. El ciclo de combustible nuclear que comprende a su vez: la “refinación” del concentrado de uranio, la “conversión”, el “enriquecimiento”, la “reconversión”, la fabricación de “pastillas”, la fabricación de “barras combustibles”, y la fabricación de “ensambles de combustible”;

III. El “reprocesamiento” de combustible, el cual consiste en una serie de procesos químicos para recuperar el uranio no utilizado, así como el plutonio producido;

IV. El almacenamiento, definitivo o temporal, y el transporte de combustible irradiado o de los desechos producto de su reprocesamiento;

V. La producción de agua pesada y su uso en reactores nucleares; y

VI. La aplicación de la energía nuclear con el propósito de generar vapor para utilizarse en complejos industriales, de salación de aguas y otras aplicaciones que puedan resultar necesarias para impulsar el desarrollo económico y social del país.

Por lo cual, la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos de nivel alto, así como la responsabilidad de su gestión segura, corresponde únicamente al Estado Mexicano.

Valoración del cumplimiento

De lo antes descrito, resalta que el marco regulatorio nacional asigna responsabilidades a los titulares de las licencias de las instalaciones de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos, contando con la CNSNS con atribuciones para regular las actividades en materia nuclear.

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

a. Se disponga del personal calificado necesario para las actividades relacionadas con la seguridad durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos;

b. Se disponga de recursos financieros suficientes para mantener la seguridad de las instalaciones



de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos durante su vida operacional y para la clausura;

c. Se adopten disposiciones financieras que permitan continuar aplicando los controles institucionales y actividades/medidas de vigilancia radiológica apropiados durante el periodo que se considere necesario después del cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos.

22.1 Personal calificado

La Central Nuclear Laguna Verde contempla dentro de su presupuesto anual recursos financieros para el reclutamiento, capacitación, entrenamiento y reentrenamiento del personal de esa instalación nuclear. Con ello, se garantiza la transmisión del conocimiento y el cumplimiento de la regulación en materia nuclear.

En la Central Nuclear Laguna Verde se aplica desde el año 2006, el Método Sistemático de Entrenamiento, MSE (SAT, por sus siglas en inglés) para regular el entrenamiento del personal que realiza actividades relacionadas con la seguridad. Esta metodología aplica para aquellos puestos referidos en la normativa 10 CFR 50.120, los demás puestos importantes para la seguridad se rigen bajo programas de entrenamiento que igualmente, están cubiertos por el Plan de Garantía de Calidad.

Para obtener las competencias que requieren ser desarrolladas y mantenidas por el personal que ocupa un determinado puesto que se encuentra bajo la metodología MSE, se toma como punto de partida el resultado del análisis del puesto (lista de tareas que requieren entrenamiento) y en función de la información disponible se decide el método para la obtención de las competencias.

Adicionalmente a los programas de entrenamiento obtenidos mediante el análisis del puesto, de manera continua se colectan las “Necesidades de Entrenamiento”, las cuales se analizan con la finalidad de identificar si los cambios a los procesos, a los procedimientos, las modificaciones a la planta, los re-trabajos, el uso de nueva tecnología, las debilidades de desempeño reales o potenciales, la experiencia operacional externa o interna, entre otras, requieren entrenamiento o la implementación de otras acciones para evitar o corregir debilidades de desempeño.

La NOM-034-NUCL-2016 “Requerimientos de selección, calificación y entrenamiento del personal

de centrales nucleoelectricas”, es aplicable a la CNLV y especifica la formación académica, experiencia y otras habilidades mínimas necesarias para cumplir diversas funciones dentro de la instalación.

A ese respecto, durante los años 2018 y 2019, de las 1,400 plazas de trabajadores permanentes con que cuenta la CNLV, asignó 32 trabajadores permanentes hacia actividades de gestión de desechos radiactivos y 14 trabajadores permanentes asignados a actividades de gestión de combustible gastado.

Por otro lado, para las instalaciones radiactivas, incluyendo las de gestión de desechos radiactivos generados por prácticas no energéticas, cada permisionario debe solicitar el registro del personal en su licencia de operación, autorización o permiso, presentando la evidencia documental que demuestre que las personas propuestas cumplen lo indicado en el RGSR para el nivel en el que se solicite su registro, a saber:

Artículo 149.- El encargado de seguridad radiológica se clasificará en A, B o C, según el tipo de instalación radiactiva que tenga a su cargo.

Artículo 150.- Para ser encargado de seguridad radiológica clase A se requiere:

- I. Título profesional en las áreas de físico-matemáticas o químico-biológicas debidamente registrado y cédula profesional expedida por la autoridad correspondiente;
- II. Certificado o constancia de aprobación de un curso avanzado de seguridad radiológica reconocido por la CNSNS;
- III. Constancias que demuestren experiencia de tres años en materia de seguridad radiológica;
- IV. Constancias que acrediten experiencia de un año en los aspectos de protección radiológica, relacionados con el uso que el permisionario dé a las fuentes de radiación;
- V. Residir en la localidad donde se ubica la instalación; y
- VI. Contar con autorización de la CNSNS respecto a su capacitación y adiestramiento.

Artículo 151.- Para ser encargado de seguridad radiológica clase B se requiere:



I. Título profesional y cédula en los términos de la fracción I del artículo anterior;

II. Certificado o constancia de aprobación de un curso avanzado de seguridad radiológica reconocido por la CNSNS;

III. Constancias que demuestren experiencia de un año en materia de seguridad radiológica;

IV. Constancias que acrediten experiencia de seis meses en los aspectos de protección radiológica relacionados con el uso que el permisionario dé a las fuentes de radiación ionizante;

V. Residir en la localidad donde se ubica la instalación; y

VI. Contar con autorización de la CNSNS respecto a su capacitación y adiestramiento.

Artículo 152.- Para ser encargado de seguridad radiológica clase C se requiere:

I. Título profesional y cédula en los términos de la fracción I del artículo 150 o carta de pasante en las áreas de físico-matemáticas o químico-biológicas; y

II. Constancia de adiestramiento sobre seguridad radiológica en el uso que el permisionario de a las fuentes de radiación ionizante reconocido por la CNSNS.

Artículo 155.- El número de auxiliares que deba tener el encargado de seguridad radiológica se determina por el tipo y grupo de instalación de que se trate, actividad, características, número y uso específico que se dé a las fuentes de radiación ionizante. Los auxiliares podrán ser de clase A o B.

Artículo 156.- Para ser auxiliar del encargado de seguridad radiológica, clase A, se requiere:

I. Poseer título profesional y cédula en los términos de la fracción I del artículo 150;

II. Acreditar un año de experiencia en materia de seguridad radiológica;

III. Acreditar seis meses de experiencia en los aspectos de protección radiológica relacionados con el uso que el permisionario dé a las fuentes de radiación ionizante;

IV. Demostrar haber llevado y aprobado un curso de seguridad radiológica, reconocido por la CNSNS; y

V. Contar con autorización de la CNSNS respecto a su capacitación y adiestramiento.

Artículo 157.- Para ser auxiliar del encargado de seguridad radiológica, clase B, se requiere:

I. Poseer título profesional y cédula en los términos de la fracción I del artículo 150, o carta de pasante en las áreas de físico-matemáticas o químico-biológicas;

II. Acreditar la aprobación de un curso de seguridad radiológica reconocido por la CNSNS o demostrar seis meses de experiencia en el uso específico que el permisionario dé a las fuentes de radiación ionizante; y

III. Contar con autorización de la CNSNS respecto a su capacitación y adiestramiento.

Artículo 159.- El personal ocupacionalmente expuesto deberá:

I. Estar registrado ante la CNSNS;

II. Ser mayor de 18 años;

III. Poseer certificado de estudios, según lo estipulado por la norma técnica correspondiente. Este certificado deberá ser expedido por la autoridad correspondiente; y

IV. Contar con autorización de la CNSNS respecto a su capacitación y adiestramiento.

Adicionalmente, los candidatos a personal ocupacionalmente expuesto deben cumplir con lo establecido en la NOM-031-NUCL-2011 "Requisitos para el entrenamiento del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes", lo que implica demostrar que la persona propuesta ha cumplido satisfactoriamente un curso en protección radiológica de acuerdo al nivel en el que se solicita su registro, cursado en una institución o empresa autorizada para impartir el curso en cuestión, así como un curso en el manual de procedimientos y plan de emergencia de la instalación, impartido por el Encargado de Seguridad Radiológica de la misma.

Asimismo, como parte del Informe Anual de Actividades Relevantes en Protección Radiológica, cada año se debe presentar la evidencia de que todo



el personal registrado en la licencia o autorización ha cumplido satisfactoriamente un curso de reentrenamiento impartido por el Encargado de Seguridad Radiológica de la instalación.

Durante los años 2018 y 2019, el ININ contó con 21 personas laborando en las actividades de gestión de desechos radiactivos y en las actividades administrativas relacionadas (17 trabajadores en PATRADER y 4 en el CADER).

22.2 Recursos financieros suficientes

Los recursos financieros para la operación y mantenimiento de la Central Nuclear Laguna Verde provienen del gobierno mexicano y son requeridos a través del presupuesto a nivel de programas estratégicos y operativos, mismos que garantizan la operación segura y confiable de la misma.

En la CNLV, los gastos de operación y mantenimiento tienen prelación respecto al resto de las instalaciones de la CFE, ya que deben cumplir con los requerimientos del Órgano Regulador mexicano para mantener el cumplimiento con la Autorización de Operación de las dos unidades de la CNLV.

El proceso para la gestión de recursos financieros coadyuva al cumplimiento de los estándares de seguridad de la Central durante la operación normal y programas de recarga de combustible nuclear y mantenimiento mayor.

De acuerdo con el artículo 27 Constitucional, corresponde exclusivamente al Estado Mexicano la generación de la energía nuclear y la regulación de sus aplicaciones; por lo tanto, es el responsable de asignar anualmente el presupuesto y garantizar los recursos financieros para la operación segura de la instalación.

En las actividades de gestión de desechos radiactivos y de combustible gastado, la Central y el ININ dispusieron durante 2018 y 2019 de los recursos financieros suficientes para mantener la seguridad de sus instalaciones tanto de gestión de combustible gastado, como de gestión de desechos radiactivos. El presupuesto anual que tienen ambas organizaciones contempla rubros para la gestión de combustible gastado y de los desechos radiactivos.

22.3 Disposiciones financieras para control institucional

Las medidas de protección radiológica que se deben tomar durante el periodo de control institucional se establecen en la NOM-022/3-NUCL-1996

“Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional”. En esta NOM se indica que, durante el periodo de post-cierre, deben establecerse los programas necesarios para las actividades de vigilancia del funcionamiento de las unidades de almacenamiento para demostrar que éstas mantienen su integridad y cumplen durante un periodo mínimo de 5 años con los criterios básicos establecidos en la primera parte de dicha norma (NOM-022/1-NUCL-1996 “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 1. Diseño”).

También establece que después del periodo de post-cierre, se realizará la transferencia de la instalación a la autoridad o institución que será responsable del control institucional, contando con autorización de la CNSNS, para lo cual debe demostrarse que los sistemas para actividades de vigilancia ambiental durante el control institucional funcionan de acuerdo con lo previsto y que las unidades de almacenamiento cumplen con lo establecido en la parte 1 de la norma referida anteriormente.

Por otro lado, se indica que para este periodo se debe establecer:

- a. El control necesario para impedir la intrusión de personas, animales y plantas hacia la instalación que puedan comprometer la seguridad de esta, incluyendo la vigilancia física de la instalación;
- b. Implantar un programa de mantenimiento de la instalación;
- c. Mantener un sistema de vigilancia ambiental conforme a lo requerido en el apéndice A de la parte 3 de la norma mencionada (este sistema de vigilancia es descrito más ampliamente en el artículo 23 del presente Informe), tomando en cuenta el historial de operación, cierre y estabilización de la instalación;
- d. Establecer un programa de garantía de calidad con los mecanismos necesarios para detectar cualquier desviación en la aplicación de las acciones establecidas para el cumplimiento de los incisos anteriores, así como mecanismos que permitan su corrección.



Valoración del cumplimiento

Con base en lo antes mencionado, se observa que en México se cuenta con los recursos humanos y financieros necesarios para cumplir con las obligaciones derivadas de la Convención Conjunta.

Artículo 23. Garantía de calidad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas necesarias para asegurar que se establezcan y apliquen programas de garantía de calidad adecuados con respecto a la seguridad en la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.

Durante la fase de operación de la CNLV, la ejecución de las actividades importantes para la seguridad se rige a través del Plan de Garantía de Calidad (PGC), que fue diseñado para cumplir con los requisitos establecidos en el Apéndice B de la normativa 10 CFR 50, la subparte G de la normativa 10 CFR 72 y el NUREG-0800, Rev. 2, de acuerdo con el marco normativo requerido para el licenciamiento de la CNLV. Dicho plan cuenta, como un medio para lograr su implantación, con una serie de procedimientos que son revisados bienal o quinquenalmente de acuerdo con su importancia para la seguridad.

Asimismo, en el PGC se requiere el cumplimiento con las Guías Reguladoras de los Estados Unidos de América, establecidas en los Informes de Seguridad, así como el cumplimiento con los controles y requisitos establecidos en el ANSI/ANS-3.2-1982, con las excepciones que se acuerden con la CNSNS.

El PGC también describe los requisitos y controles de garantía de calidad que serán aplicados a las unidades 1 y 2 de la CNLV hasta el final de su vida útil, incluyendo el desmantelamiento. Además del alcance establecido en el PGC, en relación con las cuatro categorías de garantía de calidad (más protección contra incendio y desechos radiactivos), éste tiene un alcance adicional puesto que cubre a las Especificaciones Técnicas de Operación (ETO), el software clasificado como importante para la seguridad, el programa de protección radiológica, las actividades de entrenamiento y el Plan de Emergencia Radiológica Interno y Externo, entre otros, y tres categorías establecidas para equipos, sistemas, materiales, procesos y servicios relacionados con la Instalación Independiente para el Almacenamiento de Combustible Gastado. En el caso de la categoría 3, ésta incluye componentes, subsistemas, sistemas, equipos clase 1E, estructuras, procesos y servicios que procesan o contienen

desechos radiactivos, cuya liberación, debida a la falla de un componente, podría causar a una persona en los límites del sitio una dosis a cuerpo entero o su equivalente en cualquier parte del cuerpo, mayor de 5 mSv.

Con el propósito de mantener un muy alto nivel de calidad en otros sistemas necesarios para cumplir con los objetivos de minimizar los riesgos de incendio y de control de desechos radiactivos, se definieron dos categorías adicionales de calidad, a las que se les fijaron cumplimientos parciales de los 18 Criterios de Calidad del Apéndice B de la normativa 10 CFR 50, siendo éstas:

- Categoría GC-SPCI: Clasificación asignada a componentes del sistema de protección contra incendio que no pertenecen al Sistema de Protección Contra Incendio para el Paro Seguro del Reactor durante un Terremoto (SSEFPS), pero que son usados para proteger áreas que contienen equipo con categoría de garantía de calidad.
- Categoría GC-RW: Clasificación asignada a equipos de proceso, tuberías y válvulas que no son clase de seguridad 1, 2 o 3, pero que forman la barrera de presión para desechos radiactivos.

De igual manera, se incluyen las siguientes Categorías de Garantía de Calidad para el almacenamiento en seco:

- Categoría ITS-A: Clasificación asignada a estructuras, sistemas y componentes (ESC) cuya falla puede resultar directamente en una condición que afecta de manera negativa la salud y seguridad del público. La falla de cualquier ESC clasificado como ITS-A puede causar la pérdida del confinamiento primario; ocasionando la liberación de material radiactivo, pérdida del blindaje o una geometría no segura, comprometiendo el control de la criticidad.
- Categoría ITS-B: Clasificación asignada a estructuras, sistemas y componentes cuya falla o mal función puede resultar indirectamente en una condición que afecta de manera negativa la salud y la seguridad del público. La falla de cualquier ESC clasificado como ITS-B, junto con la falla de otro ESC puede resultar en una condición insegura.
- Categoría ITS-C: Clasificación asignada a estructuras, sistemas y componentes cuya falla o mal función no reduciría significativamente la efectividad del embalaje, y no resultaría en una



condición que afecte de manera negativa la salud y seguridad del público.

En caso de que la CNLV adopte algún sistema de calidad aceptado a nivel internacional, tal como la normativa ISO, la CNSNS revisaría la comparación de estos estándares internacionales contra el Apéndice B de la normativa 10 CFR 50 y, con base en esta revisión, la CNSNS determinaría si se requiere algún requisito adicional a los ya establecidos en la regulación vigente.

En relación con la implantación del Programa Institucional de Calidad Total, en cumplimiento con los lineamientos de la Dirección General de la CFE y como parte de los Programas Institucionales, la Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas (GCN) mantiene de manera permanente una política de mejora continua de su Sistema Global de la Calidad. Debido a esto, se ha logrado certificar a la Central en los Sistemas de Gestión de la Calidad, de Ambiental y de Seguridad, y de Salud en el Trabajo, desde septiembre de 1997, en enero de 1999 y en noviembre del 2002, respectivamente, y éstas se han mantenido vigentes.

En el año 2005, como resultado de la evolución de los Sistemas de Gestión en la GCN, se logró la Certificación Integral del Sistema de Administración de la Calidad, Ambiental y Seguridad, y Salud en el Trabajo. Posteriormente, en el año del 2007, la GCN por ser una organización que forma parte del proceso de Generación de la Dirección de Operación (DDO) de la CFE, participó en el establecimiento, la implementación y el mantenimiento de un Sistema Integral de Gestión (SIG) Multi-sitios (aplicable a todos los centros de trabajo de la DDO). Incluyó aspectos en materia de Calidad, Ambiental y Seguridad y Salud en el Trabajo, basados en los requisitos establecidos en las normas vigentes ISO-9001, ISO-14001, y la NMX-SAST-001, que ayudan a la mejora continua de la eficiencia y la eficacia del Sistema de Gestión de la GCN, así como a su competitividad, para cumplir con los requisitos de los clientes y de las partes interesadas, lográndose la certificación del SIG en el mes de octubre del 2008 y las recertificaciones en noviembre del 2011, en junio 2015 y junio de 2018.

El Plan de Garantía de Calidad contiene medidas para el establecimiento y la ejecución de un sistema de auditorías y vigilancias planeadas para verificar la correcta implantación de los requisitos del PGC en todas las organizaciones responsables de la prestación del servicio requerido. Las auditorías incluyen una evaluación objetiva de las prácticas, los procedimientos, las instrucciones, las actividades,

el desempeño de las áreas, entre muchas otras, así como la revisión de documentos y registros para asegurar que el Plan de Garantía de Calidad es implantado de manera apropiada y efectiva. Las vigilancias son realizadas por la organización de garantía de calidad de la GCN.

La GCN ha establecido como política que el máximo intervalo entre auditorías, para la misma área funcional, es de dos años; sin embargo, para las áreas que requieren una mayor atención debido a la recurrencia de los problemas o al estado que presentan, se podrían realizar auditorías con una frecuencia menor a dos años. Asimismo, en las Especificaciones Técnicas de Operación se tiene establecido realizar auditorías semestrales y anuales en algunas áreas en específico.

La organización de garantía de calidad de la CFE evalúa y califica a todos los proveedores de equipo, componentes y servicios Importantes para la seguridad de la CNLV. La evaluación se realiza mediante una auditoría directa de la CFE a la implantación de los programas de calidad del vendedor o del proveedor, o bien a través de las auditorías realizadas bajo el programa de cooperación del "Nuclear Procurement Issues Committee" (NUPIC por sus siglas en inglés), del que la CFE es miembro. Las calificaciones están basadas generalmente en el documento ANSI/ASME N 45.2.12, "Requisitos para Auditar Programas de Garantía de Calidad para Centrales Nucleares", y en el ANSI/ASME N 45.2.13, "Requisitos de Aseguramiento de Calidad para el Control de la Adquisición de Artículos y Servicios para Centrales Nucleares".

La CNSNS evalúa el Plan de Garantía de Calidad de la CNLV y sus cambios durante las fases de construcción y operación, para verificar que cumpla con los requisitos establecidos en el Apéndice B de la normativa 10 CFR 50 y en el NUREG-0800 Rev. 2, tal como está descrito en el marco normativo requerido para el licenciamiento de la CNLV.

En el caso del programa de acción correctiva, tanto los inspectores residentes (de manera mensual, semestral y anual), como el personal de las oficinas centrales (de manera bienal), verifican: (1) la eficacia del programa de acción correctiva para identificar y resolver los problemas de acuerdo con el grado de importancia que tienen sobre la seguridad; (2) los problemas específicos que tienen implicaciones genéricas; (3) el impacto que tiene la combinación de algunos problemas que, de forma individual, no tienen ningún impacto sobre la seguridad, y (4) si el



titular de la autorización de la CNLV está recabando la información de manera adecuada.

Adicionalmente, se ha establecido una comunicación continua entre el Departamento de Garantía de Calidad de la CFE y la CNSNS para dar seguimiento a las acciones correctivas de los hallazgos documentados durante las inspecciones que realiza la CNSNS a la CNLV, con la finalidad de reducir los tiempos de respuesta e implantación de acciones correctivas, preventivas y de mejora.

Finalmente, a través de la evaluación de los indicadores y de los resultados de las inspecciones a la Regla de Mantenimiento (normativa 10 CFR 50.65) se verifica si la CFE está dando seguimiento a aquellos asuntos que pueden afectar la operatividad y la disponibilidad de los equipos que se encuentran bajo esta regulación.

Por lo que respecta al ININ, actualmente el Sistema de Gestión de Calidad (SGC) está basado en el cumplimiento de la norma ISO 9001:2015, aplicable a las principales áreas productivas certificables: reactor de investigación TRIGA Mark III, Producción de Radioisótopos, Irradiación Gamma, Banco de Tejidos Radioesterilizados, entre otras. Este Sistema de Gestión de Calidad se aplica a la seguridad en la gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos.

Los documentos normativos vigentes son los siguientes:

- PL.CAL-1, Plan Estratégico de Calidad 2019-2021.
- M.CAL-1, Manual de Calidad.
- PR.GC-13, Programa de Garantía de Calidad (aplicable para actividades en la CNLV).
- PL.GC-1, Plan de Garantía de Calidad de Software.

Los procedimientos que son aplicables en las áreas del Instituto son los siguientes:

- P.SGC.DG-01, Control de Documentos.
- P.SGC.DG-02, Control de Registros.
- P.SGC.DG-03, Auditoría.
- P.SGC.DG-04, Control de No Conformidades.
- P.SGC.DG-05, Mejora y Acción Correctiva.
- P.SGC.DG-06, Planificación.

- P.SGC.DG-07, Seguimiento, Medición, Análisis y Evaluación.

- P.SGC.DG-08, Medición de la Satisfacción de Clientes Internos.

- P.SGC.DG-09, Revisión por la Dirección.

En el CADER, adicionalmente a los requisitos establecidos en el SGC del ININ, por requerimientos de la licencia de operación, el sistema de gestión de calidad debe cumplir con lo establecido en la normativa respectiva y con las recomendaciones del OIEA contenidas en los documentos GS-R-3 "The Management System for Facilities and Activities", GS-G-3.1 "Application of the Management System for Facilities and Activities" y GS-G-3.3 "The Management System for the processing, handling and storage of radioactive waste", en el entendido de que en caso de contradicciones, la normativa nacional será la aplicable.

Por este motivo, desde 2008 se diseñó y desarrolló el Sistema Integral de Gestión del CADER (SIG), en complemento a la aplicación del Sistema de Gestión de Calidad (SGC) del ININ.

Las principales características del SIG del CADER: son las siguientes:

- Cumplir con el objetivo de proporcionar los lineamientos para establecer, implementar, evaluar y mejorar continuamente un Sistema de Gestión que integre la seguridad, salud, ambiente, protección, calidad y elementos económicos, para satisfacer los requerimientos establecidos por el OIEA.
- Desarrollar y establecer un enfoque gradual, para determinar cómo se aplicarán los requerimientos del sistema a los productos y actividades.

El SIG tiene tres niveles en su estructura:

Nivel 1 (del SGC del ININ y documentos normativos vigentes).

- i. Visión, misión y metas institucionales.
- ii. Declaración de política.
- iii. Estructura institucional.
- iv. Niveles de autoridad y responsabilidades.
- v. Estructura de la documentación del sistema.



vi. Panorama de los procesos institucionales.

vii. Responsabilidades del personal a cargo de los procesos.

viii. Acuerdos para medir y evaluar la eficacia del sistema.

Nivel 2 (en el SIG del CADER).

i. Mapa de proceso del sistema, incluyendo interacciones entre procesos.

ii. Responsabilidades y líneas de comunicación en cada área de actividad.

iii. Objetivos y actividades específicas.

iv. Actividades para realizar trabajo detallado.

Nivel 3 (en el SIG del CADER).

i. Documentos para realizar trabajo detallado.

ii. Descripción de puestos.

En el SIG del CADER, es de primordial importancia el análisis y eficacia de los procesos, por lo que se desarrollaron con las siguientes herramientas:

- Descripción del proceso.
- Diagrama de proceso.
- Participantes del proceso.
- Entradas y salidas del proceso.
- Especificaciones del proceso.
- Análisis de puestos por proceso.
- Documentación del proceso.
- Análisis de recursos.
- Verificación del proceso.

Como se puede ver del requerimiento adicional establecido al CADER, dentro del marco normativo se encuentran algunos requerimientos específicos para el sistema de garantía de calidad de las instalaciones radiactivas (donde se incluyen las instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en actividades no energéticas), durante el proceso de evaluación para el licenciamiento, y de acuerdo con lo establecido en los artículos 220 y

221 del RGSR, tanto para la emisión de un permiso de construcción como para la emisión de la licencia de operación de cualquier instalación radiactiva, el solicitante debe presentar ante la CNSNS el Programa de Garantía de Calidad que se seguirá en las actividades solicitadas.

Dentro del Informe Anual de Actividades Relevantes en Protección Radiológica, el permisionario presenta los resultados de auditorías internas, así como cualquier modificación propuesta al Manual de Procedimientos, Plan de Emergencia o al Programa de Garantía de Calidad, que no debe ser integrada al documento hasta haber sido aprobado por la CNSNS, quien debe contar con una copia vigente de cada uno de estos documentos.

Adicionalmente, dentro de las NOM específicas para cada tipo de instalación, en algunos casos se incluyen requerimientos relativos al Programa de Garantía de Calidad, estos casos son descritos a continuación:

La NOM-018-NUCL-1995 “Métodos para determinar la concentración de actividad y actividad total en los bultos de desechos radiactivos”, establece que, al presentar los valores de concentración de actividad y actividad total en bultos de desechos radiactivos ante el regulador, debe presentarse el programa de garantía de calidad que garantice la correcta aplicación del método propuesto, así como la verificación de la correcta aplicación de la técnica.

La NOM-020-NUCL-1995 “Requerimientos para instalaciones de incineración de desechos radiactivos”, señala que se deben establecer los programas de garantía de calidad adecuados para las etapas de construcción, operación, clausura y el desmantelamiento de la instalación. El Programa de Garantía de Calidad, establecido para cada una de las diferentes etapas debe contar como mínimo con los siguientes elementos: organización, control de documentos, de suministros, de elementos y de procesos, inspección y control de pruebas, control de inconformidades, medidas correctivas, auditorías y registros.

La NOM-022/1-NUCL-1996 “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 2. Diseño”, indica que el diseño de la instalación se debe llevar a cabo siguiendo un Plan de Garantía de Calidad que considere una serie de numerales con relación a los materiales utilizados, la durabilidad mínima requerida de la instalación dependiendo del tipo de desechos que se almacenen en ella, entre otros.



La NOM-022/3-NUCL-1996 "Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional", establece las diversas partes de la vigilancia ambiental (pre-operación, operación a post-cierre y durante el control institucional), así como los elementos mínimos que debe contener el Programa de Garantía de Calidad asociado a dicha vigilancia, los cuales son: calidad del equipo e instrumentos utilizados para tal fin, entrenamiento y experiencia del personal, frecuencia de calibración y mantenimiento del equipo e instrumentación y seguimiento de resultados.

La NOM-035-NUCL-2013 "Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo", requiere el establecimiento de un sistema de gestión de desechos en las instalaciones generadoras que facilite la separación y garantice la trazabilidad de los desechos generados.

Finalmente, la NOM-036-NUCL-2001 "Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos", indica que el Programa de Aseguramiento de la Calidad debe garantizar que el cese de operaciones de la instalación se realizará conforme al programa establecido y la normativa aplicable.

Valoración del cumplimiento

De lo antes expuesto, se observa que en México se tienen implantados los planes de garantía de calidad para todas las instalaciones de gestión de combustible gastado y de desechos radiactivos, por lo que se cumple con las obligaciones de la Convención Conjunta en el tema de garantía de calidad.

Artículo 24. Protección radiológica operacional

1. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos:

a. La exposición radiológica de los trabajadores y el público causada por la instalación se reduzca al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores económicos y sociales;

b. Ninguna persona sea expuesta, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis, que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas;

c. Se adopten medidas para prevenir emisiones no planificadas y no controladas de materiales radiactivos al medio ambiente.

2. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que las descargas sean limitadas de modo que:

a. Se mantenga la exposición a las radiaciones al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales; y

b. Ninguna persona sea expuesta, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis, que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas.

3. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que, durante la vida operacional de una instalación nuclear regulada, en caso de que se produzca una emisión no planificada o no controlada de materiales radiactivos al medio ambiente se apliquen medidas correctivas apropiadas para controlar la emisión y mitigar sus efectos.

24.1 Operación de las instalaciones

24.1.1 Reducción de la exposición radiológica

El RGSR en su artículo 7, indica que las dosis recibidas a consecuencia de la exposición a fuentes de radiación ionizante y de prácticas que entrañan la irradiación con radiación ionizante o incorporación de material radiactivo, se sujetarán a un sistema de limitación de dosis cuyos fundamentos son:

a. No se aprobará ninguna práctica que pueda producir dosis a los trabajadores, a menos que se obtenga un beneficio neto positivo.

b. El diseño, planificación, uso y aplicación subsiguiente de las fuentes y prácticas deberán realizarse de manera que aseguren que las exposiciones se mantengan tan bajas como razonablemente pueda lograrse, teniendo en cuenta factores sociales y económicos.



c. El establecimiento de límites para equivalente de dosis.

El límite de equivalente de dosis efectivo para el personal ocupacionalmente expuesto establecido en el RGSR es de 50 mSv/año y 500 mSv/año para los efectos estocásticos y deterministas, respectivamente. Para el público se establece como límite el diez por ciento del prescrito para el personal ocupacionalmente expuesto. Adicionalmente, se incluye una disposición para las personas del público que puedan estar expuestas durante periodos prolongados a un equivalente de dosis efectivo igual al límite anual o cercano a él, que indica que se deben adoptar medidas con el fin de reducir su equivalente de dosis efectivo para toda la vida a un valor promedio anual de 1 mSv.

Operativamente, la CNLV ha establecido su nivel administrativo de equivalente de dosis efectivo en 20 mSv anuales, de modo que, cualquier actividad que se realice en la CNLV, incluida la gestión de los desechos radiactivos y del combustible gastado deben realizarse bajo los controles y medidas de seguridad que garanticen que el personal no recibirá una dosis superior al límite de dosis anual.

Con el objeto de limitar las dosis al personal de operación, los edificios de la Central Nuclear Laguna Verde fueron divididos por zonas en cinco categorías considerando los niveles de radiación, de acuerdo con los siguientes casos extremos:

- Zona 1, de permanencia ilimitada con una razón de exposición menor a 250 μ Sv/h que, integrada anualmente, no excederá el límite de dosis de 0.005 Sv/año.
- Zona 5, es la zona con más alta radiación, cuyo acceso está restringido y controlado.

Asimismo, para dirigir e impulsar la implantación de los criterios ALARA en todas las actividades desarrolladas por el personal de la CNLV, en la estructura del Departamento de Protección Radiológica se cuenta con un grupo específico denominado "Grupo de Análisis y Control de la Exposición Radiológica", quienes tienen como función el análisis, evaluación, control y optimización de la exposición a la radiación del personal en sus respectivas actividades.

Adicionalmente, en la definición de las zonas antes mencionadas se incluyen también las zonas con material radiactivo suspendido en aire, que deben diferenciar aquellas en las que se supera el valor de la NOM-041-NUCL-2013 y normalmente

no se encuentran ocupadas de aquellas que pueden ser ocupadas por el personal y en las que la concentración, promediada con el tiempo de permanencia del personal en la zona, sea superior al 25% de la concentración establecida en la NOM-041-NUCL-2013.

24.1.2 Exposición en situaciones normales

La CNLV, de manera adicional al informe anual sobre el plan de gestión de desechos radiactivos, debe presentar un informe trimestral, en el que se incluye la presentación de levantamiento de niveles de radiación alrededor de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos y los resultados de dosimetría en los puntos que fueron seleccionados con anterioridad. En el caso de los niveles de radiación, se cuenta con un nivel administrativo que de ser rebasado implicaría una dosis cercana al límite para público asumiendo que el personal de la Central que no es ocupacionalmente expuesto permanezca cerca de las instalaciones durante toda su jornada laboral anual (2,000 horas). En el caso de la dosimetría, de igual manera, se debe verificar que no se rebase el límite para público.

En el RGSR se definen los niveles de registro, investigación e intervención: el primero de ellos como el valor de equivalente de dosis, equivalente de dosis efectivo o incorporación de radionúclidos, por encima del cual la información tiene interés para su registro y conservación; el segundo como el valor de equivalente de dosis, equivalente de dosis efectivo o de incorporación de radionúclidos que se considera importante para justificar una investigación en caso de ser rebasado; el tercero como el valor de cualquier magnitud utilizada en seguridad radiológica que de ser rebasada deberán tomarse medidas correctivas.

Los niveles de registro, investigación e intervención se establecen para cada instalación licenciada, en función de las actividades que se realizarán en la instalación, un establecimiento adecuado de estos niveles permite al permisionario identificar un incremento en las dosis al personal para tomar acciones orientadas a la optimización de dichas dosis.

Un establecimiento adecuado de los niveles de registro, investigación e intervención permite al permisionario y al Órgano Regulador identificar situaciones anormales que hayan originado un incremento en alguna de estas magnitudes y, por tanto, en la dosis al personal ocupacionalmente expuesto, la investigación y las medidas correctivas que puedan ser necesarias para evitar que los



equivalentes de dosis rebasen el límite, así como para mantenerlas tan bajas como sea razonablemente posible.

Un reto importante en el rubro del control dosimétrico tiene que ver con el hecho de que algunos permisionarios cuentan con más de una licencia de operación y el personal ocupacionalmente expuesto frecuentemente presta servicio en más de una de estas licencias, lo cual dificulta discriminar la práctica bajo la cual se ha recibido cada fracción de la dosis total recibida por el personal, con la finalidad de identificar, en caso necesario, situaciones anormales que puedan haber ocurrido en una de estas prácticas, y a cuál práctica corresponde.

24.1.3 Emisiones no planificadas y no controladas al ambiente

La gestión de los desechos radiactivos líquidos y gaseosos que se generan durante la operación de la CNLV sigue un protocolo establecido en el manual de procedimientos de la Central y tiene por objeto, entre otros, evitar las emisiones no planificadas y no controladas al ambiente.

De acuerdo con lo establecido en el procedimiento correspondiente para el caso de los desechos radiactivos líquidos, se realizan análisis químicos para determinar su posible reutilización, de no ser procedente, el trámite para descarga requiere el análisis y caracterización gamma, cuya información es comparada con los límites establecidos en la NOM-041-NUCL-2013, que, en caso de ser rebasados, implican que el desecho no puede ser descargado y se deben considerar otras opciones para su gestión. Por otro lado, si el desecho en cuestión cumple con los límites establecidos, se toman muestras por duplicado para un nuevo análisis del contenido isotópico; posterior a esto, se autoriza y notifica su descarga. Si durante la descarga del material se activan las alarmas, la liberación debe suspenderse.

Por otro lado, para los desechos radiactivos gaseosos, el procedimiento es la identificación y notificación de las emisiones, siendo así, se enfoca en el análisis y gestión de los filtros utilizados en los distintos puntos en que hay corrientes gaseosas. Dependiendo del origen de los filtros, estos son analizados para radiaciones alfa y radionúclidos de estroncio y yodo, partículas, gases nobles y tritio. Con esta información se calcula la actividad y la dosis fuera del sitio, que, en caso de rebasar los valores establecidos en las Especificaciones Técnicas de Operación de la instalación, deberá ser notificada a

la CNSNS en el reporte de liberación de efluentes que se presenta cada 6 meses.

24.2 Limitación de las descargas

24.2.1 Reducción de la exposición radiológica

Se ha establecido la NOM-041-NUCL-2013 "Límites anuales de incorporación y concentraciones en liberaciones" con la finalidad de dar cumplimiento al sistema de limitación de dosis señalado en el RGSR, en ella se señalan los límites derivados para la liberación de cantidades residuales dispersables de material radiactivo por la operación normal de instalaciones radiactivas y nucleares. En esta norma se establecen los límites anuales de incorporación, la concentración derivada en aire, los límites de concentración en aire y en agua y la concentración promedio mensual para cada radionúclido de interés que pueden ser liberadas por una instalación.

Las instalaciones nucleares y aquellas instalaciones radiactivas que por sus actividades y posible impacto ambiental justifiquen la imposición de un programa de monitoreo radiológico ambiental, tienen la obligación de presentar ante la CNSNS de forma anual un informe en el que se muestran los resultados de dicho monitoreo. Las instalaciones sujetas a este control son la CNLV, el CADER y el Centro Nuclear del ININ (como conjunto). Es importante mencionar que la única instalación dedicada a la gestión de desechos radiactivos que recibe un monitoreo radiológico específico es el CADER, las demás son monitoreadas como parte del seguimiento al Centro Nuclear o a la CNLV. En dicho reporte, deben presentarse resultados de dosimetría de determinadas áreas, resultado de los análisis de radiaciones alfa, beta y gamma realizados a diversas muestras de agua, tierra y alimentos recolectadas en la zona. Además de evaluar los reportes de monitoreo radiológico ambiental, la CNSNS a través de la Dirección General Adjunta de Vigilancia Radiológica Ambiental, Seguridad Física y Salvaguardias, lleva a cabo un programa de monitoreo independiente para fines de corroboración de los resultados.

24.2.2 Exposición en situaciones normales

Las dosis son calculadas a partir de las emisiones de la Central Nuclear Laguna Verde de acuerdo con los modelos establecidos por las Especificaciones Técnicas de Operación de la CNLV, este impacto ha resultado en todos los casos en una pequeña fracción de los límites correspondientes. Para el caso de las instalaciones de gestión de desechos de actividades no energéticas, también se realiza una



estimación de la dosis a partir de los resultados del monitoreo ambiental realizado a las instalaciones.

24.3 Medidas correctivas para emisiones no planificadas o no controladas al medio ambiente

El RGSR establece como obligación del permisionario mantener un registro de todas las emisiones de material radiactivo que se realicen en la instalación, además de dar aviso y entregar los informes correspondientes en caso de accidente a la CNSNS y, en su caso, a otras dependencias. Los informes a que se refiere este párrafo son indicados en los artículos 176, 177 y 178 del RGSR, que indican que durante las primeras 24 horas después de un accidente, se deberá reportar a la CNSNS, entre otra información, cantidad, características físicas y químicas del material radiactivo liberado al ambiente y la estimación de dosis de cada una de las personas que se hayan visto involucradas en el mismo; adicionalmente, durante los 15 días hábiles posteriores deberá presentarse un segundo informe, en el que se incluya una descripción de las medidas tomadas para evitar que el accidente se repita.

De conformidad con lo establecido en la fracción VIII del artículo 181 del RGSR, se considera como una situación de peligro o riesgo inminente la liberación de material radiactivo fuera de la instalación que exceda los límites fijados en la licencia o permiso. Al ser considerada como situación de peligro o riesgo inminente, de acuerdo con los artículos 182 y 183 del citado reglamento, la CNSNS puede tomar medidas preventivas y de seguridad consistentes en la retención, aseguramiento o depósito de las fuentes cuando la liberación no rebase el doble del límite establecido o proceder a la clausura temporal, total o parcial de la instalación, si se rebasa el doble del límite establecido. Lo anterior, independientemente de las sanciones que correspondan según el RGSR y de las que deriven por incumplimientos en el ámbito de competencia de otras autoridades distintas a la CNSNS.

También se establece que la CNSNS podrá autorizar liberaciones que excedan los límites establecidos, previa justificación y solicitud.

Valoración del cumplimiento

De lo antes descrito, se informa que México cumple lo indicado a la protección radiológica operacional en las instalaciones de combustible gastado y desechos radiactivos, conforme a lo mencionado en la Convención Conjunta.

Artículo 25. Preparación para casos de emergencia

1. Cada Parte Contratante asegurará que antes y durante la operación de una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos existan planes de emergencia apropiados que sean aplicables dentro del emplazamiento, y, de ser necesario, fuera de él. Dichos planes de emergencia deben probarse con la frecuencia adecuada.

2. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para la preparación y prueba de los planes de emergencia para su territorio en la medida que éste pueda verse afectado por una emergencia radiológica en una instalación de gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos situada en las cercanías de su territorio.

El artículo 28 de la Ley Nuclear, establece que: “Las autorizaciones para la construcción y operación de una instalación nuclear sólo se otorgarán cuando se acredite mediante la presentación de la información pertinente, cómo se van a alcanzar los objetivos de la seguridad y cuáles serán los procedimientos y métodos que se utilizarán durante las fases de emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cierre definitivo y desmantelamiento de la instalación. Adicionalmente se presentará el plan de emergencia radiológica correspondiente. Esta información deberá observar los términos y formas previstos en las disposiciones reglamentarias de la presente ley”.

De igual manera, en el artículo 50 fracción VII de la Ley Nuclear, se define como atribución y responsabilidad de la CNSNS: “Previamente al inicio de operaciones, revisar, evaluar y autorizar los planes que para el manejo de las condiciones anómalas o de emergencia deben establecerse en las instalaciones nucleares y radiactivas”.

De manera particular el RGSR establece en el artículo 124 que “Previamente al inicio de operaciones, toda instalación radiactiva deberá de contar con un Plan de Emergencia congruente con los lineamientos del Sistema Nacional de Protección Civil y basado en el estudio de las consecuencias radiológicas de los accidentes que puedan suceder en la instalación”.

Para las instalaciones de gestión de desechos radiactivos y combustible gastado ubicadas dentro de la CNLV, adicionalmente, la condición 13 de las Autorizaciones de Operación de las Unidades, enfatiza la necesidad de mantener actualizados los planes de emergencia radiológica. La respuesta a emergencias en la CNLV está formada por dos



planes complementarios: Plan de Emergencia Interno (PEI) y el Plan de Emergencia Radiológica Externo (PERE).

Todas las dependencias e instituciones integrantes de la organización de respuesta a emergencias cuentan con una copia controlada del Plan, la cual se mantiene actualizada en cuanto a las modificaciones o enmiendas que determinen los subcomités o Fuerzas de Tarea validadas por el Secretario Técnico del Comité de Planeación de Emergencias Radiológicas. Además, el personal de respuesta está capacitado de conformidad con los procedimientos y manuales vigentes; la verificación de los recursos humanos y materiales es controlada con base en los procedimientos vigentes así como la información al público, y se calendarizan con las Fuerzas de Tarea correspondientes; los simulacros son realizados conforme a los procedimientos con la dependencia participante que calendarice sus entrenamientos; y los ejercicios integrados para evaluar la efectividad del plan, se realizan de acuerdo a la normativa y/o el Órgano Regulador lo indique. Dentro del PERE se definen las responsabilidades que cada institución debe cumplir para mantener vigente y operativo dicho plan. Durante los ejercicios integrados se verifica que las fuerzas de tarea cuentan con el personal, capacitación y recursos necesarios para su intervención ante una probable activación del plan, pudiendo estar como observadores la CNSNS, la SENER u otra institución del gobierno. En el último ejercicio realizado en noviembre de 2019, estuvieron presentes como observadores la Secretaría de Energía, el Centro Nacional de Inteligencia y la CNSNS.

Por otro lado, para las instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en prácticas no energéticas, por medio del anexo a la licencia de operación correspondiente, se le requiere contar con una copia visible de la versión vigente del plan de emergencia en todas las zonas donde se manipula material radiactivo. Además deberá demostrar, previo al registro de las personas propuestas para laborar como personal ocupacionalmente expuesto, que se cuenta con una capacitación específica en el manual de seguridad radiológica y en el plan de emergencia de la instalación (numeral 5.3.1.2 de la NOM-031-NUCL-2011 "Requisitos para el entrenamiento del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes"), así como un entrenamiento de periodicidad anual en el que se deben contemplar las actualizaciones y modificaciones al manual y al plan de emergencia (numeral 6.2.3 de la misma norma). En el informe anual de actividades relevantes en protección radiológica, también se deben indicar los resultados

de los simulacros que hayan sido realizados en la instalación.

Valoración del cumplimiento

Con lo antes expuesto, se verifica que en México cumple con lo indicado en la preparación para casos de emergencia de la Convención Conjunta.

Artículo 26. Clausura

cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para garantizar la seguridad durante la clausura de una instalación nuclear. Dichas medidas garantizarán que:

- i) Se disponga de personal calificado y recursos financieros adecuados;
- ii) Se apliquen las disposiciones del artículo 24 con respecto a la protección radiológica operacional, las descargas y las emisiones no planificadas y no controladas;
- iii) Se apliquen las disposiciones del artículo 25 con respecto a la preparación para casos de emergencia; y
- iv) Se mantengan registros de información importante para la clausura.

26.1 Personal y recursos financieros

La provisión de gastos para el desmantelamiento, manejo y disposición final de los desechos radiactivos de la Central al término de su vida útil se registra y observa en los informes financieros. Asimismo, se calcula con base en la disposición emitida conjuntamente por la CNLV y el corporativo contable de la CFE, donde se indica que la CNLV integrará un fondo de 1,206.13 millones de dólares americanos (al año 2015) por ambas unidades, de acuerdo con la metodología establecida por la normativa 10 CFR 50.75, con datos del NUREG-1307 Rev. 15. Dicho monto deberá ser actualizado periódicamente de acuerdo con los datos de las nuevas revisiones que se emitan del NUREG-1307. Este fondo estará integrado en los costos de producción, para el almacenamiento futuro de los desechos radiactivos y para el desmantelamiento.

El procedimiento que se utilizará para la clausura consiste en el desmantelamiento inmediato o DECON, el cual está de acuerdo con lo establecido en el NUREG/CR-6174, y que define cuatro etapas de trabajo:



1. Ingeniería del pre-desmantelamiento y planificación. Anterior al cese de la actividad, es la etapa de planificación, ingeniería y repaso de la reglamentación.
2. Desactivación del reactor para el almacenamiento de seguridad. Se lleva a cabo el cese de actividad y la preparación del almacén.
3. Almacenamiento de seguridad y control del combustible gastado. Periodo de almacenamiento de seguridad en la planta y de operaciones en la alberca de combustible gastado hasta que su inventario de combustible sea cero.
4. Desmantelamiento. Se realiza la descontaminación y el desmantelamiento de las partes radiactivas de la planta en busca de la finalización de la licencia del reactor nuclear.

Como parte del periodo extendido para el almacenamiento seguro del combustible gastado, se tiene lo siguiente:

Previo al término de la vida útil de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, ubicada dentro de la CNLV, los Contenedores Multipropósito (MPC, por sus siglas en inglés), que alojan el combustible gastado, serán transferidos de su sobre-embalaje denominado HI-STORM FW a un contenedor de transporte denominado HI-STAR para realizar su transporte fuera de sitio, esto es, a un sitio aprobado para la disposición final.

Debido a que los contenedores MPC están diseñados para almacenar, transportar y disponer de combustible gastado, los ensambles de combustible permanecerán dentro de este contenedor sellado, por lo que la descontaminación del contenedor MPC no será requerida para el transporte a un repositorio.

Posterior al traslado de los contenedores MPC fuera de sitio, el almacén en seco podrá ser desmantelado, identificando y removiendo el material radiactivo residual, realizando para esto un informe radiológico final.

La CFE evaluará y modificará el estudio existente de desmantelamiento de las Unidades 1 y 2 de la CNLV para incluir el costo de financiamiento por el desmantelamiento de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado.

26.2 Protección radiológica operacional, descargas y emisiones no planificadas y no controladas

La Ley Nuclear establece que las instalaciones nucleares y radiactivas deben satisfacer los requisitos para el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento establecidos en las disposiciones reglamentarias. Dichos requisitos se determinan atendiendo al riesgo relacionado con las operaciones en que se involucra el material radiactivo y en función de la actividad y radiotoxicidad de los isótopos que estén presentes. También indica que las autorizaciones para construcción y operación de una instalación, sólo se otorgarán cuando se acredite cómo se van a alcanzar los objetivos de la seguridad, los procedimientos y métodos que se utilizarán durante las fases desde su emplazamiento hasta su desmantelamiento, además de presentar el plan de emergencia radiológica correspondiente y la información relativa al impacto en el ambiente.

En el caso de la CNLV, ésta deberá satisfacer, entre otros, lo indicado en la normativa 10 CFR partes 20 y 50 sobre la terminación de licencias de operación y desmantelamiento de reactores de potencia, en virtud de lo establecido en la condición 3 de su licencia de operación.

En el caso de instalaciones radiactivas, antes de la clausura se debe presentar ante la CNSNS un Informe de Seguridad Radiológica donde se compruebe que las condiciones establecidas en el Informe presentado junto con la solicitud de licencia de operación se han cumplido.

Como se puede observar en el anexo L.3, hay algunas NOM que son aplicables a un caso específico de instalaciones, de manera particular, a las instalaciones de incineración de desechos radiactivos que pudieran existir en el futuro en México, se les establecen condiciones de diseño, operación y clausura en la NOM-020-NUCL-1995. Para la clausura, se indica que debe establecerse un programa que incluya procedimientos, planeación de los trabajos a realizar, entrenamiento especial requerido por el personal que efectuará el desmantelamiento, equipo e instrumentación requerida, estimación de los desechos que se producirán y la manera en que se gestionarán.

En la NOM-022/3-NUCL-1996 "Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación,



clausura, post-clausura y control institucional", se establecen los requerimientos para el cierre, donde se indica que antes de iniciar el cierre de la instalación, se debe demostrar a la CNSNS que:

i. Se cuenta con un plan para el cierre que garantice que las actividades relacionadas con el desmantelamiento de la instalación, incluyendo las instalaciones auxiliares, no afectarán las características de diseño aprobado por la CNSNS.

ii. Las actividades relacionadas con el desmantelamiento de las instalaciones auxiliares se desarrollarán de manera tal, que se garantice que la generación de desechos radiactivos se llevará al mínimo posible y que la exposición al personal debe ser congruente con la filosofía ALARA y los límites legales.

iii. Se ha establecido un Programa de Garantía de Calidad que garantice que las características del diseño aceptado por la CNSNS serán cumplidas.

iv. Se cuenta con los procedimientos necesarios para realizar el cierre de las unidades de almacenamiento y el desmantelamiento de las instalaciones auxiliares.

v. La evaluación de la seguridad es vigente dadas las condiciones presentes en la instalación o de lo contrario que se ha efectuado una reevaluación, con la finalidad de demostrar que se siguen cumpliendo los criterios básicos de seguridad.

Para el caso de instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos, cuyos requerimientos de diseño, operación y cese de operaciones se encuentran establecidos en la NOM-036-NUCL-2001, se indica que su diseño, construcción, operación y cese de operaciones debe realizarse de tal manera que el equivalente de dosis efectivo promedio anual resultante, se minimice hasta donde razonablemente sea posible y no exceda de 0.25 mSv para el individuo crítico de la población y para el personal ocupacionalmente expuesto, cumpliendo con lo establecido en el RGSR. Además, para el cese de operaciones, se indica que se debe establecer una organización con las funciones, responsabilidades, calificaciones y líneas de autoridad y comunicación claramente definidas entre cada uno de los integrantes y con la capacidad técnica y administrativa requerida para llevar a cabo de manera segura el cese de operaciones de la instalación, además de un programa de cese de operaciones que incluya procedimientos, planeación de los trabajos a realizar, entrenamiento especial requerido para

el personal que efectuará la descontaminación y el desmantelamiento, equipo e instrumentación requerida para efectuar la descontaminación y el desmantelamiento y la estimación de los desechos radiactivos que se producirán y la manera en que se gestionarán.

26.3 Preparación para casos de emergencia

Si bien no existe normativa nacional específica para la preparación para casos de emergencia durante la clausura de las instalaciones nucleares o radiactivas, en el caso de las instalaciones nucleares, de acuerdo con lo establecido en su licencia de operación, se adoptan como tal las recomendaciones del OIEA y las disposiciones de la normativa 10 CFR en la materia.

Por lo que respecta a las instalaciones radiactivas, según lo establecido en el artículo 223 del RGSR, en el caso de solicitar una licencia para el cese de operaciones o desmantelamiento, deberán presentar una relación detallada de los procedimientos a seguir, dado que el manual de procedimientos a que se hace mención está conformado por 3 secciones: procedimientos administrativos, procedimientos técnicos y procedimientos de emergencia. Este requerimiento implica que la instalación cuente con un plan para la respuesta en casos de emergencia también durante las actividades de desmantelamiento.

En el caso particular de las instalaciones radiactivas pequeñas, que no requieran contar con una licencia para el cese de operaciones o desmantelamiento debido al tipo de actividades y fuentes con las que cuentan, éstas se encuentran obligadas a notificar al regulador una vez que se deje de utilizar el material radiactivo, presentando evidencias de que no se cuenta con material radiactivo ni con contaminación en la instalación, por lo que, hasta el momento de su baja como permisionarios, cuentan con un plan de emergencia adecuado a la instalación y el sitio en el que se encuentra.

26.4 Mantenimiento de registros

Para el caso de instalaciones nucleares, como se ha mencionado con anterioridad, la reglamentación a seguir es lo establecido en el 10 CFR de los Estados Unidos, que en el capítulo 50.71 habla sobre el mantenimiento de registros y la realización de reportes, mismos que deben ser mantenidos, ya sea por lo requerido en el mismo 10 CFR, por condición de licencia o por especificaciones técnicas, por el periodo especificado en el requerimiento, y, en



caso de no especificarse, hasta que el regulador dé por concluida la licencia de la instalación, en este capítulo también queda especificado que el permisionario debe mantener el Informe Final de Seguridad (FSAR por sus siglas en inglés) actualizado hasta que la licencia se dé por concluida.

Por otro lado, en el capítulo 50.75 de la normativa 10 CFR se indica que cada permisionario debe mantener registros de información importante para un desmantelamiento seguro y efectivo de la instalación hasta que la licencia se considere concluida, la información que se considera importante, de acuerdo con el mismo documento es la siguiente:

1. Registros de derrames u otros eventos inusuales que involucren la dispersión de contaminación dentro y alrededor de la instalación, sus equipos o el sitio. Estos registros pueden limitarse a los casos en los que cantidades significativas de contaminación permanezcan después de los procedimientos de limpieza o cuando haya una posibilidad razonable de que los contaminantes se hayan dispersado a áreas inaccesibles. Estos registros deben incluir cualquier información conocida de los radionúclidos involucrados, cantidades, formas y concentraciones.
2. Planos de construcción y modificaciones de las estructuras y equipamientos en áreas restringidas donde se utiliza y/o almacena el material radiactivo y de puntos de posible contaminación inaccesible.
3. Registros de los estimados de costos para el plan de desmantelamiento y del método de fondeo utilizado para asegurar dichos fondos.
4. Registros de: el sitio licenciado, incluyendo un mapa del sitio y cualquier adquisición o uso de propiedad fuera de lo originalmente licenciado para el propósito de recibir, poseer o utilizar los materiales licenciados; las actividades licenciadas llevadas a cabo en la propiedad y la liberación y disposición final de cualquier propiedad registrada en esta sección, el histórico de evaluaciones del sitio para la liberación, medidas de radiación realizadas para documentar la

liberación de la propiedad, métodos utilizados para asegurar que la propiedad cumple con los criterios radiológicos establecidos al momento de liberación.

Finalmente, para el caso de instalaciones radiactivas, por un lado, el RCSR indica la información mínima que debe mantenerse en registros para el personal ocupacionalmente expuesto, las fuentes selladas, las fuentes abiertas y los equipos generadores de radiación ionizante; tanto éstos como otros registros adicionales se indican en las condiciones específicas de cada licencia de operación y, finalmente, a lo largo de las diferentes NOM se pueden ver los siguientes requerimientos:

La NOM-020-NUCL-1995 "*Requerimientos para instalaciones de incineración de desechos radiactivos*", indica que los documentos y registros deben cumplir con los requerimientos aplicables de garantía de calidad y ser generados de forma que puedan ser conservados, recuperados y modificados durante el tiempo de vida de la instalación de incineración, incluyendo la información derivada del programa de puesta en servicio. También establece que el reporte de análisis de seguridad completo debe mantenerse, junto con los procedimientos relacionados con la seguridad operacional, a disposición de todos los miembros del grupo de operación. En esta norma se establecen los documentos mínimos que se deben mantener en relación con la gestión de los desechos radiactivos.

En la NOM-028/NUCL-2009 "*Manejo de desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que utilizan fuentes abiertas*", se requiere un registro actualizado del material radiactivo y de los desechos radiactivos almacenados en la instalación, así como de los que hayan salido de ella, indicando su destino.

Valoración del cumplimiento

En México no se ha realizado la clausura de ninguna instalación de combustible gastado, sin embargo, se cuenta con lo solicitado por la Convención Conjunta para garantizar la seguridad de las instalaciones en el momento que se requiera, por lo que se considera que se tiene atendido este artículo.





SECCIÓN G

SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO

Esta sección comprende las obligaciones previstas en los siguientes artículos:

Artículo 4. Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante deberá tomar las medidas adecuadas para garantizar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos.

Con este fin, cada Parte Contratante tomará las medidas apropiadas para:

- i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión del combustible gastado;
- ii) Asegurar que la generación de desechos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible, en concordancia con el tipo de política del ciclo de combustible adoptada;

iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado;

iv) Proveer una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el Órgano Regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados;

v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado;

vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente;

vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.

A continuación, se describen las medidas adoptadas con relación al cumplimiento de los requisitos generales de seguridad especificados en los apartados de este artículo.

El marco legal existente en México establece el proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares, define las obligaciones de los titulares de estas y la responsabilidad que adquieren sobre la seguridad de las instalaciones.

Las instalaciones de gestión de combustible gastado se clasifican como instalaciones nucleares y por consiguiente siguen el proceso de licenciamiento descrito en el oficio de la CNSNS A00.130.001/2013 con base en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, el Reglamento Interior de la Secretaría de Energía, la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente, y a las condiciones de licencia de operación de la CNLV (condición 3), la que hace referencia entre otros a los siguientes documentos del Título 10 del Código de Regulaciones Federales de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (CFR por sus siglas en inglés):



- 10 CFR 20 "Standards for Protection against Radiation".
- 10 CFR 21 "Reporting of Defects and Noncompliance".
- 10 CFR 50 "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities".
- 10 CFR 55 "Operators Licenses".
- 10 CFR 70 "Domestic Licensing of Special Nuclear Material".
- 10 CFR 73 "Physical Protection of Plants and Materials".
- 10 CFR 100 "Reactor Site Criteria".
- 10 CFR 72 "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class Waste".

El mantenimiento de las condiciones subcríticas y de la adecuada remoción de calor son requisitos de seguridad que forman parte de los criterios y bases de diseño que se incorporan mediante la aplicación de sistemas técnicos y administrativos, sometidos a análisis, evaluación y vigilancia, cuya descripción tiene que estar contenida en la documentación que respalda una solicitud de construcción y operación. De este modo y de acuerdo con lo requerido en la regulación antes citada, se contempla:

- El Estudio Preliminar de Seguridad para la solicitud de la autorización de construcción debe contener los criterios que se siguieron en el diseño de los componentes y sistemas de los que depende la seguridad de la instalación y un análisis de los accidentes previsible y sus consecuencias, lo que incluye los criterios y análisis para la prevención de la criticidad y la remoción de calor. El Informe de Seguridad (IS) para la solicitud de la autorización de explotación debe contener la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en operación normal como en condiciones de accidente.
- Las Especificaciones Técnicas de Operación (ETO) que se presentan para la solicitud de la autorización de explotación deben incluir los valores límites de las variables que afecten a la seguridad, los límites de actuación para los sistemas de protección automática, las

condiciones mínimas de operación, el programa de revisiones, calibración e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes.

Las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en México son:

- a) las albercas de almacenamiento de combustible gastado de los dos reactores nucleares en operación, incluidas en el diseño inicial y proceso de licenciamiento de los reactores de la CNLV;
- b) la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, construido en el emplazamiento de la Central Nuclear Laguna Verde, en operación desde finales del año 2018;
- c) el tanque de contención del reactor de investigación TRIGA Mark III del ININ; y
- d) el almacén de material nuclear del ININ para el combustible del reactor de investigación SUR-100.

Los estudios de seguridad de la CNLV contienen los criterios de diseño, la normativa, la descripción de los métodos y sistemas utilizados para alcanzar dichos criterios, así como los análisis realizados para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la adecuada remoción de calor.

Del mismo modo, el estudio de seguridad de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado de la CNLV y el de los propios contenedores, contiene los criterios, métodos y análisis de criticidad y térmico.

En general, los criterios de diseño utilizados en las instalaciones existentes de almacenamiento de combustible gastado toman como referencia, por decisión de la CNSNS, la normativa del país de origen del diseño de los reactores nucleares en que se utiliza el combustible gastado, o del diseño de los contenedores en el caso del almacenamiento en seco de la Central, además de las recomendaciones del OIEA. De este modo:

- La normativa de referencia en el caso de las albercas de almacenamiento del combustible gastado de la Central es la normativa 10 CFR 50 (Apéndice B) por ser de tecnología americana.
- Los criterios utilizados en el diseño de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado de la CNLV y en el diseño de los propios contenedores para almacenamiento en seco de combustible gastado, autorizados



para su uso en este almacén, son los contenidos en la normativa 10 CFR 72 por ser de tecnología americana.

Métodos para el mantenimiento de las condiciones subcríticas.

El criterio de diseño adoptado tanto para el almacenamiento en las albercas, como para el almacenamiento en los contenedores de combustible gastado en seco es que el factor de multiplicación neutrónica (k_{eff}) sea menor de 0.95 en condiciones de operación normal, accidente, incertidumbres y situación más reactiva.

En general, los métodos utilizados para mantener estas condiciones de subcriticidad en condiciones normales, anormales o de accidente son los siguientes: mantenimiento de una configuración geométrica segura, la utilización de venenos neutrónicos (integrados en las estructuras de los bastidores de almacenamiento) y limitación del enriquecimiento inicial.

- El margen del 5% de subcriticidad se mantiene por medio de la limitación del grado de enriquecimiento inicial del combustible, una configuración geométricamente segura y la incorporación de veneno en el acero inoxidable de los bastidores de almacenamiento.
- Los métodos utilizados para prevenir la criticidad en los contenedores de almacenamiento, actualmente en uso en la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado de la Central Nuclear Laguna Verde, son la incorporación de material de veneno neutrónico dentro de la estructura del bastidor de combustible, absorbedores de neutrones, el control de la geometría de las posiciones relativas de los ensambles de combustibles, además de la limitación del enriquecimiento del combustible base de diseño al 5% en peso de U-235. El bastidor, que contiene los 89 ensambles de combustible, está compuesto por lo menos 10% en peso de carburo de boro (B_4C) dentro del material principal Metamic HT, lo que asegura que el contenedor permanezca subcrítico.

La descripción de las características de estos sistemas, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuadas y las medidas de vigilancia se exponen más adelante en esta sección G.

En el caso particular de los combustibles del reactor de investigación TRIGA Mark III son de bajo enriquecimiento del tipo: a) bajo contenido

de uranio y bajo enriquecimiento ($LEU_{8.5/20}$) y b) alto contenido de uranio de bajo enriquecimiento ($LEU_{30/20}$). De los combustibles $LEU_{8.5/20}$, se tiene un total de 118 combustibles, 2 combustibles instrumentados y 3 barras de control con seguidor de combustible. Todos los combustibles y las barras de control que se han utilizado en el reactor se encuentran en decaimiento en la alberca del reactor.

Para su almacenamiento se toma como criterio mantener un factor de multiplicación $k_{eff} < 0.9$ tal como está establecido en el Informe de Seguridad del Reactor "Especificaciones Técnicas de Operación", autorizado por la CNSNS. Los cálculos de criticidad y almacenamiento se realizan con el software MCNP 5 (*Monte Carlo N-Particle Transport Code* por sus siglas en inglés) y XDEEP 32, respectivamente. Se estima que bajo las condiciones actuales de almacenamiento se tiene un k_{eff} de 0.69278 ± 0.00041 , muy por debajo del establecido por la CNSNS.

En el caso del material nuclear que fue utilizado en el reactor de investigación SUR-100, por su composición no se requieren medidas adicionales para controlar su criticidad. Estos se ubican en el almacén de material nuclear del ININ, bajo estrictas medidas de seguridad física.

Sistemas para la remoción de calor

a) Albercas de almacenamiento de combustible gastado.

El sistema de enfriamiento de la alberca de combustible gastado cumple las funciones de seguridad de eliminar el calor de decaimiento generado por los ensambles de combustible gastado sin sobrepasar las temperaturas límites establecidas, y mantener un nivel mínimo de agua por encima de los elementos de combustible gastado ante cualquier situación, que garantice el blindaje adecuado. Están diseñados para cumplir con los criterios aplicables de la normativa 10 CFR 50 (2, 4, 5, 44, 45, 46, 61 y 63 del Apéndice B).

La modificación de diseño llevada a cabo en las albercas de las dos unidades de la Central, entre 1992 y 1998 para la ampliación de la capacidad de la CNLV mediante el cambio de los bastidores por otros más compactos, llevó asociado el análisis y cálculo del calor residual y la reevaluación de los sistemas de enfriamiento. Como resultado de dichas reevaluaciones, se realizaron modificaciones menores que afectaron únicamente las tuberías de descarga del sistema de enfriamiento dentro



de la alberca. La descripción de las características de estos sistemas, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuadas y las medidas de vigilancia y control (contenidas en las ETO) se describen más adelante en esta sección G.

b) Liberación del calor residual de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado de la Central Nuclear Laguna Verde.

La remoción adecuada de calor se define como el mantenimiento de las temperaturas del encamisado de combustible por debajo del límite de temperatura a corto plazo. El contenedor HI-STORM FW MPC está diseñado para liberar al ambiente el calor generado por los ensambles de combustibles mediante mecanismos pasivos de convección, conducción y radiación. Para garantizar que exista una capacidad efectiva de remoción pasiva de calor para un rendimiento satisfactorio a largo plazo, se incorporan varias características de diseño térmico en el sistema de almacenamiento. Estos son los siguientes:

- La canasta de combustible MPC está formada por una estructura de panal de placas Metamic-HT que permite la conducción de calor sin obstáculos desde el centro de la canasta hacia la periferia. La cavidad del MPC está equipada con la capacidad de hacer circular internamente helio por efectos de flotabilidad natural y transportar calor desde la región interior del recipiente a la región periférica.
- El límite de confinamiento del MPC asegura que la atmósfera de gas inerte (helio) dentro del MPC se mantenga durante condiciones normales, fuera de lo normal y accidentales de almacenamiento y transferencia. El límite de confinamiento MPC mantiene el helio de la atmósfera de confinamiento por debajo de las temperaturas y presiones de diseño.
- El diseño térmico MPC mantiene las temperaturas del encamisado de la barra de combustible por debajo de la temperatura pico del encamisado de tal manera que el encamisado de combustible no experimente degradación durante el período de almacenamiento a largo plazo.
- El HI-STORM FW está diseñado de manera óptima, con ventilaciones de enfriamiento y un MPC que maximiza el flujo de aire al garantizar un régimen de flujo turbulento con cargas de calor máximas.
- Ocho conductos de entrada ubicados circunferencialmente alrededor del fondo del

sobreenvase y el respiradero de salida que circunscribe toda la tapa del HI-STORM FW hacen que la acción de ventilación sea insensible a las condiciones cambiantes del viento.

La descripción de las características del diseño para la eliminación del calor del contenedor y del almacén, los datos sobre los análisis y evaluaciones efectuadas, y las medidas de vigilancia se detallan más adelante en esta sección G. En cumplimiento de las funciones atribuidas en su Ley de creación, la CNSNS evalúa la documentación de respaldo presentada y otorga las autorizaciones y aprobaciones previstas en el marco legal.

Además de las evaluaciones de las Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) y con motivo de la recarga, la CNSNS realiza un seguimiento de la información periódica de carácter diario, mensual y anual que recibe de la CNLV, así como de inspecciones periódicas dentro del Programa de Inspección Básico y las inspecciones asociadas a la recarga.

Dada la práctica actual de almacenamiento de combustible gastado en México, el requisito de seguridad de reducción de la generación de los desechos aplica a residuos procedentes del núcleo del reactor y a los residuos secundarios resultantes de la purificación del agua de albercas de almacenamiento del combustible gastado en la Central.

La práctica actual de la longitud de los ciclos de operación de los reactores a 18 meses tiene una incidencia directa en la reducción de la cantidad de combustible gastado que se genera, aunque no en la reducción de actividad.

No obstante, el Plan de Gestión de Desechos Radiactivos y Combustible Gastado (PGDRyCN) contempla las medidas para minimizar la generación de desechos como resultado de la gestión del combustible gastado, al nivel más bajo posible, requerido por la CNSNS y que actualmente se encuentra en proceso de implementación.

La aplicación del requisito de seguridad orientado a favorecer la continuidad de las etapas de la gestión del combustible gastado, de manera que decisiones que se tomen en una etapa no afecten negativamente a etapas posteriores, incide en la planificación de la gestión y el licenciamiento de las instalaciones y en la definición de interfaces y responsabilidades de las organizaciones involucradas, además, en otros aspectos técnicos y



administrativos relacionados con los requisitos de transferencia.

En concordancia con prácticas internacionales observadas, se han tomado decisiones en cuanto al almacenamiento de combustible gastado de la Central, que permitirán en el futuro que dicho combustible pueda ser recuperado para su reprocesamiento, o bien, trasladado para su disposición final.

El marco legal y regulador vigente en México no contiene instrucciones explícitas sobre este requisito de seguridad y sus implicaciones en su sentido más amplio de la planificación de las etapas de gestión del combustible gastado desde su generación, sin embargo, sí establece las responsabilidades y bases para el desarrollo de interfaces entre los responsables involucrados, según se ha explicado en la Sección E.

El marco legal vigente en México en el ámbito nuclear contiene un conjunto de provisiones para la protección de las personas y el medio ambiente de los riesgos derivados de las instalaciones nucleares y radiactivas. Estas disposiciones aplican a las instalaciones de gestión del combustible gastado, tanto a las localizadas dentro de los edificios de los reactores de la Central, como a las instalaciones independientes en sitio, ya que estas tienen el tratamiento de instalaciones nucleares.

Las medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones de los trabajadores se mantenga al nivel más bajo razonablemente alcanzable se describen en el artículo 24 de la sección F de este informe sobre protección radiológica. Dado que las instalaciones de almacenamiento de combustible existentes son las albercas de combustible gastado y la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, las medidas forman parte de las medidas aplicadas en la CNLV.

En relación con las operaciones de cambio de bastidores efectuadas en las albercas de la CNLV, se señala que se realizó, en cada caso, una evaluación del impacto radiológico y se tomaron medidas para la aplicación del criterio ALARA durante la operación.

En cuanto a las medidas para el control y vigilancia de efluentes, éstas se rigen por la norma NOM-041-NUCL-2013 "Límites anuales de incorporación y concentraciones en liberaciones".

La prevención de otros riesgos distintos de los radiológicos, asociados a la operación de instalaciones de gestión del combustible gastado está regulada por la normativa común a otras actividades industriales que abordan estos tipos de riesgos, según lo indicado en la Sección E.

En el caso particular de los combustibles gastados del reactor de investigación TRIGA Mark III, la remoción del calor de decaimiento durante su almacenamiento se logra por convección natural del agua de la alberca. Es importante recalcar que el calor de decaimiento de los combustibles del núcleo del reactor, después de que se ha operado por periodos de 20 h continuas, para la producción de Sm-153, se logra por la convección natural del agua que rodea al núcleo.

En el caso de una pérdida repentina del agua de la alberca y en el cual quedara el núcleo descubierto, estando el reactor operando, éste se apagaría debido a la falta de moderación de neutrones que produce el agua, el incremento de la temperatura en los combustibles no representaría un riesgo para la integridad de estos, ya que se enfriarían por convección natural del aire. Adicionalmente, la instalación cuenta con un sistema de enfriamiento de emergencia que únicamente se utilizaría para rociar el núcleo del reactor haciendo que la temperatura de los combustibles disminuya rápidamente, asegurándose su integridad.

Por su parte, el material nuclear que fue utilizado en el reactor de investigación SUR-100 no genera cantidades significativas de calor, por lo cual no requiere medidas para la remoción de este.

Cabe señalar que el marco legal existente en el ámbito nuclear garantiza la protección del público en periodos de operación normal de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes, y de otras que se prevean. Este marco también contiene requerimientos con relación a mantener la seguridad como primordial después de la disposición final de los desechos radiactivos, el combustible gastado una vez declarado como desecho y los desechos provenientes del reprocesamiento del combustible gastado. Esto incluye actividades a demostrar desde el diseño y selección de sitio de las instalaciones hasta su control institucional y la liberación del sitio.

De lo aquí expuesto, México cumple con los requisitos relativos al mantenimiento de las condiciones subcríticas y remoción de calor y dispone de un marco legal apropiado para la operación segura de las instalaciones de gestión



de combustible gastado existentes, en cuanto a la protección de los trabajadores, del público y del medio ambiente se refiere.

Asimismo, el marco legal establece las bases para tener en cuenta las interdependencias entre las etapas de la gestión y la minimización de la generación de residuos resultantes de la gestión del combustible gastado.

Con relación a la protección de generaciones futuras, se debe tomar en cuenta que de acuerdo con el artículo 19 de la Ley Nuclear, la seguridad es primordial en todas las actividades que involucran a la energía nuclear y las disposiciones y destino final de todos sus desechos. Esto incluye actividades a demostrar desde el diseño y selección del sitio de las instalaciones, su construcción, operación, desmantelamiento, hasta el control institucional y liberación del sitio en el caso de las instalaciones para la disposición final de los desechos radiactivos.

Aquellas generaciones que puedan verse expuestas a la operación de instalaciones nucleares o radiactivas autorizadas en el presente continuarán con -al menos- la misma protección que la generación presente; esto en tanto los límites anuales de equivalente de dosis establecidos en el RGSR no sean modificados. Sin embargo, en caso de que éstos fueran modificados, la tendencia sería a alinearse con las recomendaciones internacionales vigentes, las cuales actualmente establecen límites menores a los vigentes legalmente en el país.

Por otra parte, el sistema de clasificación de los desechos radiactivos vigente en el país toma en cuenta, entre otras cosas, las concentraciones de actividad de los radionúclidos de vida media larga (y sus precursores de vida media corta) de los que pueda persistir un peligro potencial después de que el control institucional, forma del desecho y métodos de almacenamiento definitivo dejen de ser efectivos.

En el diseño de las instalaciones para disposición final de desechos radiactivos de bajo nivel, de acuerdo con la normativa mexicana, se deben considerar tres elementos indispensables para salvaguardar la seguridad del personal que opera la instalación, la población y la del ambiente (considerando el tiempo requerido para que los radionúclidos decaigan a niveles de actividad tales que dejen de ser un riesgo radiológico); estos elementos son:

1) El bulto que contiene al desecho radiactivo y que incluye a la matriz en que está inmerso el mismo desecho;

2) Las barreras y estructuras de ingeniería proporcionadas a la instalación para evitar la dispersión de los contaminantes radiactivos hacia el ambiente; y

3) Las características del sitio que contribuirán al aislamiento del desecho radiactivo del ambiente accesible al hombre.

Todo esto va encaminado a prolongar el aislamiento de los desechos por el tiempo necesario para la reducción del impacto en el ambiente y a las generaciones futuras, de tal suerte que éstas contarán con una protección adecuada y equiparable a la de la generación actual.

No obstante, para los desechos de nivel intermedio y alto, el país reconoce la necesidad de contar con una política y estrategia para la gestión de desechos radiactivos y combustible gastado que, entre otras cosas, incluya la asignación de responsabilidades, los recursos financieros y la elaboración de la normativa para la disposición final.

Actualmente, no hay actividades de disposición final de combustible gastado en México.

Valoración del cumplimiento

De lo antes descrito, se señala que México cumple con los requisitos relativos al mantenimiento de las condiciones subcríticas y remoción de calor y dispone de un marco legislativo adecuado para la operación segura de las instalaciones de combustible gastado.

Artículo 5. Instalaciones existentes

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para examinar la seguridad de cualquier instalación de gestión del combustible gastado que exista en el momento en que entre en vigor la Convención con respecto a esa Parte Contratante y para asegurar que, si es necesario, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación.

En México se cuentan con instalaciones de almacenamiento de gestión de combustible gastado, que se pueden clasificar en aquellos producidos en actividades no energéticas y aquellos generados en aplicaciones energéticas.



5.1 Instalaciones de combustible gastado en el ININ

a. Tanque de contención del reactor de investigación TRIGA Mark III. El combustible gastado se almacena en el tanque del reactor, donde existen racks en las paredes para este propósito. En esta instalación se proporciona enfriamiento y blindaje. El edificio y los sistemas de seguridad física proporcionan la protección de estos combustibles. El tanque y las demás áreas del edificio del reactor son vigiladas las 24 horas del día, mediante sistemas de detección, cámaras de vigilancia y una fuerza de respuesta adecuada.

b. Almacén de material nuclear del ININ donde se resguardan los combustibles del reactor de investigación SUR-100. Este combustible consta de 11 discos de polietileno con óxido de uranio enriquecido al 20%. La subcriticidad está asegurada al almacenar estos discos separados entre sí. Por otro lado, la potencia nominal de 100 mW y el poco tiempo de uso que tuvo, hace que los niveles de radiación sean insignificantes, lo que indica muy poca acumulación de productos de fisión. Este almacén, se encuentra amparado bajo la licencia de operación del reactor TRIGA Mark III. La seguridad física consta de cámaras, accesos controlados biométricos y de tarjeta, sensores de movimiento y fuerzas de vigilancia y de respuesta las 24 horas del día.

5.2 Albercas para almacenamiento de combustible gastado de la CNLV

Las albercas para almacenamiento de combustible gastado de la CNLV están ubicadas dentro del edificio del reactor, disponiendo de una alberca para cada uno de los reactores.

El sistema de ventilación está integrado al sistema de ventilación y filtración del edificio del reactor. Las albercas, construidas de hormigón armado, tienen sus paredes recubiertas internamente de láminas de acero inoxidable soldadas para evitar fugas y están diseñadas como estructuras capaces de soportar eventos externos extremos, estando además provistas de un sistema para detectar y recoger las posibles fugas.

Los bastidores fabricados en acero inoxidable boratado proporcionan el soporte estructural necesario para mantener una configuración fija e incorporan dentro de su estructura placas de un absorbedor.

Las albercas de combustible gastado, cuya capacidad inicial ha sido aumentada mediante el cambio de los bastidores por otros de alta densidad, disponen de una reserva para albergar un núcleo completo del reactor en caso necesario, siendo esto un requisito para la operación de la Central.

Entre los años 1991 y 1999 se llevó a cabo el cambio de los bastidores de combustible de las dos albercas de combustible gastado en operación por otros de alta densidad fabricados en acero inoxidable boratado, para permitir el almacenamiento de un mayor número de ensambles de combustible de los originalmente previstos.

La documentación de licenciamiento presentada con la solicitud contenía además de la descripción de la modificación, los materiales de los bastidores, la normativa aplicable, los criterios de diseño de los bastidores (diseño neutrónico, termohidráulico y mecánico) y los correspondientes análisis estructurales, análisis de criticidad y evaluación de la capacidad del sistema de refrigeración de la alberca teniendo en cuenta el aumento de temperatura inherente al aumento de capacidad.

En lo que a la remoción de calor y sistema de refrigeración se refiere, se evaluó el cumplimiento de los criterios de seguridad siguiendo las directrices marcadas en el *Standard Review Plan* (NUREG-0800) en su capítulo 9.1.3.

Las albercas han estado sometidas a los programas generales de revisión llevados a cabo desde el inicio de la operación de éstas (para mantener el nivel de seguridad requerido en las autorizaciones y mejorarla de acuerdo con los avances de la tecnología y los nuevos requerimientos normativos), entre las que se destacan las medidas derivadas de la implementación de acciones Post-Fukushima como se describe a continuación:

Cada una de las Albercas de Combustible Gastado (ACG) cuenta con el sistema *Spent Fuel Pool water level and temperature Instrument System* (SFPIS por sus siglas en inglés), que tiene la capacidad de medir el nivel y la temperatura dentro de las albercas, capaz de funcionar bajo condiciones de Accidente Severo y de Eventos más allá de la base de diseño, para poder ayudar a los operadores a saber el estado del sistema de enfriamiento y tendencias en los cambios de nivel, con el fin de tomar acciones inmediatas. Este sistema incluye dos sensores tipo *Heat-Thermo Type water level and temperature measurement Sensor* (HTTS), uno primario (esquina Noroeste) y el segundo de respaldo (esquina sureste). Este sistema permite



conocer en todo momento el nivel de agua en las ACG, desde el nivel normal hasta la parte superior del rack de combustible gastado. También proporciona indicación de temperatura del agua de enfriamiento. Con esto se da cumplimiento a la orden de la NRC EA-12-051.

5.3 Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado

Esta instalación fue construida en el año 2016 y está en operación desde finales de 2018, con capacidad para albergar 130 contenedores. El sitio de la instalación está localizado dentro del área controlada de la CNLV, comprende un área total de 18,336 m². La plataforma de almacenamiento tiene una dimensión de 77.3 m de largo por 47.3 m de ancho, la cual está diseñada para almacenar 11,523 ensambles de combustible gastado provenientes de las albercas de combustible de las unidades 1 y 2, los cuales se originaron como parte de la operación comercial de ambas unidades.

Las estructuras principales de la Instalación Independiente son:

- Plataforma de almacenamiento (ISFSI Pad por sus siglas en inglés).
- Área de transferencia de combustible (CTF por sus siglas en inglés).
- Plataforma de aproximación.
- Plataforma de fabricación.
- Edificio del cuarto eléctrico.
- Acceso principal.
- Acceso secundario.

La plataforma principal es el área de concreto donde estarán alojados los contenedores de almacenamiento de combustible gastado en seco.

El área de transferencia de combustible es la zona donde se lleva a cabo la transferencia del contenedor MPC desde el contenedor de transferencia HI-TRAC VW hacia el contenedor HI-STORM FW considerado como el embalaje final o sobre-embalaje para su almacenamiento. La plataforma de fabricación es el área utilizada para preparar los contenedores HI-STORM FW para la colocación de hormigón, montaje, pintura de retoque, almacenamiento y mantenimiento.

El edificio eléctrico está ubicado cerca de la plataforma de almacenamiento, se divide en tres cuartos: oficina de personal, cuarto de panel eléctrico y cuarto de generador diésel. El edificio eléctrico proporciona condiciones de ambiente adecuadas para el personal de guardia de seguridad física durante el movimiento de los contenedores y el acceso a las instalaciones durante una campaña. El edificio eléctrico proporciona un punto de terminación común para cableado de equipos de seguridad y también encierra un motor diésel de respaldo generador, un transformador asociado y baterías UPS (*Uninterruptible Power Supply*, por sus siglas en inglés).

Los accesos principal y secundario, como sus nombres lo indican, son las zonas destinadas al acceso tanto de personal como de los vehículos de transporte y contenedores durante las campañas de transferencia de combustible. Por otro lado, el área de la plataforma de fabricación es el área destinada a la fabricación y colocación del relleno de concreto fluido del sobre-embalaje HI-STORM FW.

Alrededor del sitio de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado se cuenta con un sistema de seguridad física cuyas funciones principales incluyen la detección de intrusos, monitoreo de alarmas, almacenamiento de registros de seguridad, generación de reportes, monitoreo mediante sistema de circuito cerrado de televisión, sistemas de detección de intrusos, barreras vehiculares, malla perimetral y alumbrado.

Las características geológicas y medioambientales de la instalación son específicas del sitio. Los criterios de diseño de los contenedores de combustible gastado en seco para las condiciones geológicas y ambientales representan los riesgos creíbles o posibles del sitio sin perjuicio de su función de seguridad.

La Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado está diseñada para cumplir las siguientes funciones:

- Limitación de la tasa de dosis en el exterior de la instalación.
- Mantenimiento de la temperatura por debajo de los límites exigidos en el diseño del contenedor.

El cumplimiento de estas funciones se consigue mediante el diseño del contenedor mismo y utilizando un sistema de ventilación pasivo por circulación natural, que garantiza en todo momento una temperatura máxima de los



contenedores inferior a la máxima prevista de manera conservadora en el diseño de estos.

Contenedor HI-STORM FW

El contenedor HI-STORM FW ha sido diseñado para almacenar de manera segura 89 elementos combustibles BWR. El diseño cumple con los requisitos de la normativa 10 CFR 72 y de la Serie de Seguridad Número 6 del OIEA. Las características esenciales del contenedor para el cumplimiento de las condiciones de subcriticidad, la remoción de calor, confinamiento, blindaje, materiales y manejo son las siguientes:

- El sistema de almacenamiento en seco elegido para su uso en el sitio de la Central es el sistema HI-STORM FW MPC. El sistema consiste en un contenedor sellado multipropósito (MPC) de acero inoxidable dentro de un blindaje construido con una combinación de acero y concreto.
- Este sistema proporciona la eliminación del calor de decaimiento durante el procesamiento y el almacenamiento final del recipiente sellado multipropósito (MPC). El cilindro de transferencia conduce el calor desde el MPC hasta que el MPC se transfiere al blindaje donde se establece el enfriamiento por convección.
- El contenedor HI-STORM FW mantiene el confinamiento de material radiactivo en condiciones normales, anormales e hipotéticas de accidentes; mantendrá el control de subcriticidad; rechazará el calor de decaimiento de los materiales radiactivos almacenados al medio ambiente por medios pasivos y mantendrá las dosis de radiación dentro de los límites reglamentarios. Todos los componentes del conjunto de MPC que pueden entrar en contacto con el agua de la alberca de combustible gastado o el entorno ambiental están hechos de aleación de acero inoxidable o materiales de aleación de aluminio/aluminio. Entre los materiales a base de aluminio utilizados en el MPC se encuentra la red absorbente de neutrones Metamic-HT que comprende la canasta de combustible.
- El sistema HI-STORM FW, Metamic-HT es el nombre comercial del compuesto de matriz metálica hecho al incrustar nanopartículas de óxido de aluminio y polvo de carburo de boro fino en los límites de grano del aluminio, lo que mejora la estructura y propiedades de resistencia a temperaturas elevadas.

• La criticidad está controlada por la geometría y los materiales absorbentes de neutrones en la canasta de combustible. Toda la cesta está hecha de Metamic-HT, en una dispersión uniforme de carburo de boro y nanopartículas de alúmina en una matriz de aluminio, que sirve como absorbente de neutrones. Esto acumula cuatro ventajas principales de seguridad y confiabilidad:

- I. La mayor densidad de área B-10 en el Metamic-HT permite un mayor combustible enriquecido (es decir, combustible BWR con enriquecimientos iniciales promedio planas superiores al 4.5% en peso de U-235) sin depender de gadolinio o crédito de quemado.
- II. El absorbedor de neutrones no puede retirarse de la cesta ni desplazarse dentro de ella.
- III. El movimiento axial del combustible con respecto a la cesta no tiene consecuencias de reactividad debido a que toda la longitud de la canasta contiene el isótopo B-10.
- IV. La mayor densidad de área B-10 en el Metamic-HT reduce la dependencia del crédito de boro soluble durante la carga/descarga de combustible, para BWR solamente.

El sistema incluye un cilindro de transferencia HI-TRAC- VW que consta de un recipiente de acero cilíndrico robusto, de paredes gruesas. El cilindro guía, retiene, protege y admite el MPC durante las operaciones de manipulación y transferencia de carga, incluida la inmersión en la alberca de combustible gastado donde se carga el MPC.

Mientras está sumergido, el cilindro de transferencia evita que la mayoría de las superficies exteriores del MPC se contaminen al evitar el contacto con el agua de la alberca de combustible gastado. Al retirarse de la alberca, el contenedor de transferencia proporciona protección para mantener la exposición del personal ALARA, y facilita la transferencia de calor desde el MPC a los alrededores.

Protección radiológica

El diseño del límite de confinamiento impide la exposición a la radiación debido a la liberación de material del sistema de almacenamiento. El límite de confinamiento está diseñado para mantener su integridad durante todas las condiciones normales, anormales y de accidentes, incluidos los fenómenos naturales. La exposición a la radiación debida a la radiación directa se minimiza en la medida de lo



posible mediante el uso de la filosofía de “tiempo, distancia y blindaje”. Esto se implementa en la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado de la Central a través del control de acceso, la minimización del mantenimiento requerido y el diseño del Sistema HI-STORM FW MPC.

Valoración del cumplimiento

De lo expuesto anteriormente se concluye que las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado existentes reúnen las características necesarias para operar de manera segura y se han tomado medidas para cumplir con los requisitos generales de seguridad derivados de la ratificación de la Convención Conjunta de aplicación a las instalaciones existentes.

Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

1. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos en una instalación proyectada de gestión del combustible gastado con el fin de:

- i) Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional;
- ii) Evaluar las consecuencias probables de dicha instalación para la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente;
- iii) Facilitar al público información sobre la seguridad de dicha instalación;
- iv) Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma, y facilitarles, previa petición, los datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad del territorio.

2. Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables sobre otras Partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 4.

No existen instalaciones proyectadas para la gestión del combustible gastado de carácter temporal o de disposición final.

En caso de requerirse una nueva instalación para la gestión de combustible gastado, el proceso de licencia y la reglamentación en vigor contempla, tanto la información del público como el mecanismo de evaluación por parte de la CNSNS del posible impacto de la liberación de desechos radiactivos de una instalación nuclear, por lo tanto, se concluye que en México se han adoptado las medidas necesarias para el cumplimiento de los requisitos del artículo 6 de la Convención.

Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Las instalaciones de gestión del combustible gastado se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;
- ii) En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales y, cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado;
- iii) Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión de combustible gastado estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.

El desarrollo de este artículo incluye la exposición de los principios de seguridad básicos y los procedimientos que se siguen en México para solicitar, analizar y otorgar las autorizaciones de construcción a los titulares de instalaciones de gestión de combustible gastado, así como los métodos seguidos para vigilar la construcción y garantizar el cumplimiento de los requisitos de diseño.

Las albercas de almacenamiento de combustible gastado de la CNLV han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de la propia Central.



El proceso de licenciamiento de las albercas de la CNLV contempla que las modificaciones en el diseño, o en las condiciones de operación que afecten a la seguridad nuclear o protección radiológica de una instalación, así como la realización de pruebas en la misma, deberán ser analizadas previamente por el titular para verificar si se cumplen los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización. Si como resultado de dichos análisis, el titular concluye que se siguen garantizando los requisitos mencionados anteriormente, éste podrá llevar a cabo las modificaciones, informando periódicamente a las autoridades reguladoras competentes. Si, por el contrario, la modificación de diseño supone una modificación de los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización de operación, el titular debe solicitar autorización de modificación a las autoridades reguladoras previamente a su ejecución. Con independencia de la mencionada autorización, cuando a juicio de las autoridades reguladoras la modificación sea de gran alcance o implique obras de construcción o montaje significativas, el titular tiene necesariamente que solicitar una autorización de ejecución y montaje de la modificación.

La opción de almacenamiento en albercas es utilizada en la práctica en todas las centrales nucleares de agua ligera. Los beneficios de esta tecnología están principalmente asociados a la eficiencia del agua como refrigerante y como blindaje, así como a la flexibilidad que otorga al operador en su política de gestión del núcleo de sus reactores y a que facilita las salvaguardias del material nuclear y las inspecciones y exámenes del combustible gastado.

La experiencia acumulada sobre el almacenamiento en albercas supera los 50 años. Para reactores de agua ligera y combustible gastado con encamisados de Zircaloy y ZIRLO, no parece existir un límite de tiempo aplicable a esta modalidad de almacenamiento, salvo que se presenten condiciones químicas del agua adversas que pudieran contribuir al deterioro por corrosión del encamisado, que constituye la primera barrera del material radiactivo a efectos de su confinamiento.

La opción de almacenamiento en seco en la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado (en una atmósfera de gas inerte, típicamente helio, nitrógeno o argón) se utiliza como complemento a la de las albercas, una vez que se agota la capacidad de almacenamiento de éstas. Se tiene más de 20 años de experiencia mundial de esta tecnología para

combustible de reactores de potencia y más de 30 años para elementos combustible de reactores de investigación.

El almacenamiento en seco tiene lugar en contenedores, como se explicó en párrafos anteriores, que consisten en unos cilindros metálicos soldados o con cierres empernados que proporcionan una barrera estanca de confinamiento, que a su vez se encierran en una envoltura adicional metálica, de hormigón o de otro material que otorga al conjunto propiedades de blindaje y de soporte estructural frente a eventos externos. Algunos de estos contenedores se utilizan tanto para almacenar (a la intemperie o en un edificio) como para transportar el combustible gastado.

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Antes de la construcción de una instalación de gestión del combustible gastado, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional;
- ii) Antes de la operación de una instalación de gestión del combustible gastado, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesaria para complementar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i).

El procedimiento de licenciamiento para cada una de las autorizaciones de instalaciones nucleares requiere la presentación por el titular de una serie de documentos, entre los que se incluye la correspondiente evaluación de seguridad, con el contenido especificado en cada caso, que a continuación se indica para las autorizaciones referidas en este artículo:

- En la solicitud de la autorización de construcción se requiere que el solicitante presente un Estudio Preliminar de Seguridad que contenga, entre otros aspectos, la descripción de la instalación en la que se incluyan los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que depende la seguridad de la instalación



y un análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias.

- En la solicitud de autorización de operación se requiere que el solicitante presente, entre otros documentos, una evaluación de seguridad que contenga la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados de la operación de la instalación, tanto en operación normal como en condiciones de accidente.
- Adicionalmente, las modificaciones de diseño que suponen un cambio de los criterios, normas o condiciones en las que se basa la autorización de operación requieren de una autorización de modificación acompañada de la correspondiente descripción técnica, el análisis de seguridad realizado y la identificación de los documentos de operación que se ven afectados por dicha modificación.

El licenciamiento de las albercas asociadas al diseño de la Central está integrado en el licenciamiento de la propia Central y sometido actualmente al proceso de las Revisiones Periódicas de la Seguridad.

Las modificaciones de diseño o de las condiciones de operación realizada en las propias albercas se han realizado de acuerdo con lo dispuesto en el marco legal aplicable y han estado sometidas a un proceso específico de autorización de la modificación cuando así ha sido requerido.

Por otra parte, en el análisis de seguridad se incluyen apartados referentes a:

- a. La alberca de combustible gastado y los tipos de bastidores utilizados especificando las bases de diseño relativas a la seguridad y las bases de diseño adicionales, los códigos y normas aplicables al diseño, la descripción de las instalaciones, la evaluación de seguridad y las pruebas e inspecciones periódicas si procede. La evaluación de seguridad indica el análisis de criticidad, el diseño de los bastidores utilizados para el combustible gastado y las características protectoras de la instalación de almacenamiento de combustible gastado.
- b. El sistema de enfriamiento y limpieza de la alberca de combustible gastado especificando las bases de diseño relativas a la seguridad y las bases de diseño relativas a la generación de energía, la descripción del sistema, la evaluación de seguridad y las pruebas e inspecciones periódicas si procede.

c. El sistema de manejo del combustible especificando las bases de diseño, la descripción del sistema enumerando las herramientas y equipos de mantenimiento, describiendo el uso de las principales herramientas y equipos de mantenimiento, describiendo aspectos de seguridad donde sean aplicables, la evaluación de seguridad, las pruebas e inspecciones periódicas si procede y la instrumentación asociada de las herramientas y equipos de mantenimiento.

En el análisis de seguridad se incluye el análisis de accidente de manejo de combustible en el edificio donde está ubicada la ACG. Igualmente, se indica dentro del programa de pruebas de construcción, entre ellas las pruebas del equipo de manejo de combustible, pruebas del sistema de enfriamiento y limpieza de las albercas de combustible gastado.

El licenciamiento de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado se realizó como una modificación de diseño de la Central, según el procedimiento establecido al efecto en el marco legal. El diseño de la Instalación Independiente y el análisis de seguridad de esta, se encuentran basados en las características del contenedor HI-STOMR FW. Para poder almacenarse contenedores de otros tipos, debidamente autorizados, deben efectuarse previamente las verificaciones y los análisis necesarios, así como la solicitud de autorización del organismo regulador.

El Reporte de Análisis de Seguridad del Contenedor se realizó conforme a la Guía Reguladora 3.61 *“Standard Format And Content For a Topical Safety Analysis Report For a Spent Fuel Dry Storage Cask”* de la Nuclear Regulatory Commission (NRC), consistiendo en:

- Capítulo 1 Descripción General.
- Capítulo 2 Principales Criterios de Diseño.
- Capítulo 3 Evaluación Estructural.
- Capítulo 4 Evaluación Térmica.
- Capítulo 5 Evaluación del Blindaje.
- Capítulo 6 Evaluación de Criticidad.
- Capítulo 7 Confinamiento.
- Capítulo 8 Procedimientos de Operación.
- Capítulo 9 Programa de Mantenimiento y Criterios de Aceptación.



- Capítulo 10 Protección contra la Radiación.
- Capítulo 11 Análisis de Accidentes.
- Capítulo 10 Controles y Límites de Operación.
- Capítulo 11 Garantía de Calidad.

A través de las evaluaciones de seguridad antes citadas, documentadas en el reporte de análisis de seguridad, se determinó que el diseño del contenedor es seguro y adecuado para llevar a cabo el almacenamiento de combustible gastado en seco.

Los contenedores HI-STORM FW en uso actualmente en la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, fueron diseñados para ese propósito. Los requisitos de licenciamiento para almacenamiento están claramente delimitados, y el proceso de licenciamiento ha sido evaluado por la CNSNS, mediante:

- Las inspecciones realizadas para la verificación del cumplimiento de las especificaciones de diseño y de los procedimientos de calidad, así como de las pruebas de verificación realizadas sobre los dos primeros contenedores fabricados.
- La evaluación de la documentación de las modificaciones de diseño efectuadas para la adaptación a las necesidades de fabricación.

Las aprobaciones para almacenamiento fueron revisadas para la incorporación de las modificaciones de diseño necesarias como resultado de la fabricación y pruebas de verificación y para su actualización de acuerdo con la práctica y normativa del país de origen del diseño del contenedor, adecuando los límites y condiciones de operación al standard del NUREG 1745 "*Standard Format and Content for Technical Specifications for 10 CFR 72 Cask Certificate of Compliance*". Todo esto fue incorporado a la aprobación del uso de los contenedores en instalaciones de almacenamiento, que sigue el formato de Certificados de Cumplimiento contemplados en la normativa 10 CFR 72. Esta aprobación:

- Establece la titularidad del diseño del contenedor.
- Identifica la documentación en base a la que se concede la aprobación y el régimen para posteriores revisiones y modificaciones de diseño.

- Especifica la normativa que se considera de aplicación a los efectos de fabricación, pruebas y uso del contenedor.
- Limita el periodo de validez de la licencia a 20 años y define el procedimiento y las condiciones para su prórroga.
- Incluye la descripción de las características esenciales del modelo de contenedor.
- Especifica los parámetros bases de diseño del combustible a almacenar.
- Especifica que el contenedor se podrá almacenar en instalaciones que cumplan las condiciones de uso, los límites y controles de operación (o especificaciones técnicas) del propio contenedor.
- Somete todas las actividades de diseño, fabricación y operación del contenedor incluyendo las pruebas, el mantenimiento y la vigilancia a programas de garantía de calidad.
- Requiere que las operaciones de manejo, carga y descarga, vigilancia y mantenimiento se realicen, de acuerdo con procedimientos escritos consistentes con Manuales de Operación y de Mantenimiento.
- Define el contenido mínimo de la información a enviar anualmente a la CNSNS, que incluye los datos sobre la experiencia operativa.
- Define el procedimiento para la actualización periódica del análisis de seguridad del contenedor.

Los Estudios Finales de Seguridad presentados por el titular de la Central contienen varios apartados dedicados a la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, el sistema de refrigeración y los sistemas de manejo, donde se incluyen las bases de diseño, criterios de aceptación, la normativa aplicable, la descripción de los sistemas y métodos adoptados y los análisis realizados para demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación de todas las funciones esenciales (prevención de la criticidad, remoción de calor, confinamiento de la actividad y blindaje).

El Reporte de Análisis de Seguridad de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado se realizó conforme a la Guía Reguladora 3.48 "*Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for an Independent Spent Fuel Storage Installation or Monitored Retrievable*



Storage Installation (Dry Storage)” Rev.1 de la Nuclear Regulatory Commission, consistiendo en:

- Capítulo 1 Introducción y Descripción General de la Instalación.
- Capítulo 2 Características del Sitio.
- Capítulo 3 Principales Criterios de Diseño.
- Capítulo 4 Diseño de la Instalación.
- Capítulo 5 Sistemas de Operación.
- Capítulo 6 Confinamiento y Gestión de Residuos Generados por el Sitio.
- Capítulo 7 Protección de Radiaciones.
- Capítulo 8 Análisis de Accidentes.
- Capítulo 9 Conducción de Operaciones.
- Capítulo 10 Controles y Límites de Operación.
- Capítulo 11 Garantía de Calidad.

A través de las evaluaciones de seguridad antes citadas, documentadas en el reporte de análisis de seguridad de la instalación, se determinó que el diseño de la instalación es seguro y adecuado para llevar a cabo el almacenamiento de los contenedores de combustible gastado en seco.

Conforme a lo anterior, se concluye que la seguridad de las instalaciones es rigurosamente evaluada y analizada, desde previo a su construcción y operación, siendo un prerequisite para que el Órgano Regulador otorgue los permisos y licencias para operar dichas instalaciones, adoptando las medidas de seguridad establecidas en los Reportes de Análisis de Seguridad.

En el caso del reactor de investigación TRIGA Mark III ubicado en el Centro Nuclear, la selección del sitio se basó en las siguientes características: en su ubicación con respecto a la ciudad de México (36 km de distancia), lo cual facilita la comunicación por carretera desde esta ciudad, y a la vez, lo suficientemente lejos para representar un riesgo a la población, a la disponibilidad de espacio, vías de acceso (600 m de la autopista) y suministro de agua y proximidad a la red de electricidad.

Las instalaciones del reactor de investigación TRIGA Mark III, en donde se localizan los combustibles gastados de este reactor, así como el material

nuclear del reactor de investigación SUR-100, fueron diseñadas y construidas siguiendo los requerimientos de ingeniería civil y los criterios señalados por los reglamentos de construcción para instalaciones nucleares que se encontraban en vigor en la fecha de su construcción (1964-1968). La seguridad física de la instalación se lleva a cabo conforme al Plan de Seguridad Física del centro Nuclear, mismo que es ejecutado por miembros de la Secretaría de la Defensa Nacional y de la Guardia Nacional. Asimismo, se dispone de un sistema de torres de vigilancia y de cámaras de seguridad.

Con respecto a la seguridad radiológica de la instalación, se mantiene conforme a los requerimientos de la evaluación de seguridad de la instalación y de licenciamiento, establecidas por la CNSNS. El informe de seguridad y la evaluación correspondiente se realiza de manera periódica. El informe de seguridad radiológica se elaboró conforme al marco regulatorio vigente y considera diferentes aspectos, siendo algunos de ellos las especificaciones generales de la instalación, organización de la instalación, política de seguridad, programa de garantía de calidad, características de diseño en lo relativo a la seguridad radiológica, estimaciones de equivalentes de dosis al personal ocupacionalmente expuesto y al público, programa de seguridad radiológica, análisis de riesgos y plan de emergencia, impacto radiológico ambiental en operación normal y en situaciones anormales, programa de vigilancia radiológica ambiental, cese de operaciones, desmantelamiento y cierre, entre otros.

Artículo 9. Operación de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) La licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica en el artículo 8, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;
- ii) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 8, se definan y se revisen en los casos necesarios;



iii) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión del combustible gastado se realicen de conformidad con procedimientos establecidos;

iv) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión del combustible gastado;

v) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al Órgano Regulador los incidentes significativos para la seguridad;

vi) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;

vii) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el Órgano Regulador examine estos planes.

La licencia de operación de las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes en el país se refiere a las albercas de almacenamiento de combustible gastado (ACG) dentro de la propia Central y el almacén de combustible gastado en seco. Las ACG actualmente en operación han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de la propia Central y, por lo tanto, los requisitos de diseño y límites y condiciones de operación recogidos en las evaluaciones de seguridad y en las evaluaciones ambientales, forman parte de la autorización de operación concedida al titular, una vez finalizado el programa de puesta en servicio (programa de pruebas) que demuestra que la instalación, así construida, se apega a los requisitos de diseño y seguridad.

La autorización de operación en vigor faculta al titular para poseer y almacenar ensambles combustibles ligeramente enriquecidos, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidas en el análisis de seguridad de la recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociadas a las autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible nuclear irradiado.

En la operación de la CNLV en lo que respecta a las albercas de almacenamiento de combustible

gastado, se tienen en cuenta diversos aspectos como los que se indican a continuación:

- Movimientos de cargas pesadas sobre el almacenamiento de combustible gastado.

La restricción en el movimiento de cargas superiores al peso nominal de un ensamble de combustible y herramienta de maniobra asociada, por encima de otros ensambles de combustibles gastados o irradiados en la alberca de almacenamiento asegura que en el caso de que ésta se desprenda:

a) la liberación de radiactividad estará limitada a la considerada en el accidente de caída de un elemento combustible; y

b) cualquier distorsión posible del combustible en los bastidores de almacenamiento no producirá una configuración crítica.

En cuanto a la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, los contenedores de almacenamiento se colocan en una plataforma de concreto, que se encuentra dentro de un área protegida separada del área protegida original de la Central. La plataforma de almacenamiento está diseñada para almacenar hasta 130 contenedores de almacenamiento HI-STORM FW. Cada contenedor de almacenamiento cargado mide aproximadamente 5.5 metros de alto, 3.5 metros de diámetro y pesa aproximadamente 159 toneladas. Los centros de los contenedores están separados 5 metros, y la plataforma de concreto para almacenamiento cubre un área de aproximadamente 47.5 metros por 77.5 metros.

En las ETO se establecen las condiciones límites de operación, la aplicabilidad, las acciones necesarias y los requisitos de vigilancia necesarios para cumplir con las condiciones límites en los aspectos relacionados con el almacenamiento del combustible gastado.

Asimismo, las ETO contienen los valores límites de las variables que afectan a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibración e inspecciones o pruebas periódicas de diversos sistemas y componentes, y su control operativo.

Para desarrollar y detallar los requisitos de vigilancia de las ETO se elaboran procedimientos de vigilancia que se realizan por los diferentes departamentos involucrados en la operación de la Central.



En la CNLV se dispone de diversos procedimientos que regulan la realización de las diversas actividades relacionadas con la operación, el mantenimiento, la vigilancia radiológica e inspecciones de las estructuras, sistemas y equipos que forman parte de los almacenamientos de combustible gastado. Entre estos se pueden destacar los siguientes:

- Procedimientos de operación del sistema de refrigeración y purificación de la alberca de combustible gastado. Atienden a los distintos modos de operación de dicho sistema incluidas las indicaciones y alarmas de temperatura y nivel, vías de reposición del nivel, etc.
- Procedimiento de comprobación de fugas en la alberca.
- Procedimientos de manejo del combustible. Afectan a todos los equipos y herramientas que intervienen en la manipulación del combustible en la central, cubriendo las posibles incidencias.
- Procedimientos de protección radiológica. Atienden a todos los aspectos de seguridad radiológica propios de zona controlada que aplican al área de almacenamiento de combustible gastado, así como a las actuaciones en caso de accidente en el manejo de combustible.
- Procedimientos de vigilancia de la química del agua de la alberca. Se vigila la presencia de determinados compuestos químicos limitándolos a los valores recomendados por la normativa a fin de preservar la integridad del combustible.

Las instalaciones disponen de inventarios detallados de los ensambles de combustible almacenados en la alberca de combustible gastado, con la siguiente información sobre cada uno de los elementos almacenados:

- Identificación y características técnicas (fabricante, modelo y tipo);
- Historia del quemado y valor de quemado alcanzado;
- Composición isotópica del elemento;
- Posición de almacenamiento;
- Estado físico del elemento, existencia de fallos de varillas e inspecciones realizadas sobre el mismo;
- Barras defectuosas extraídas de elementos combustibles.

Esta información se actualiza al finalizar cada ciclo de operación.

La CNLV dispone de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar el cumplimiento y verificación de los criterios de seguridad en las áreas de almacenamiento de combustible gastado. Dentro de los contratos establecidos con los suministradores y/o fabricantes de combustible nuclear se contempla el apoyo técnico en relación con los ensambles de combustible suministrados, en los que se incluyen las características y diseño de los ensambles, sus límites de operación para la garantía del combustible y los planos y datos que la Central precise como consecuencia a su vez de los contratos que se establezcan entre la Central y las empresas competentes en servicios de combustible irradiado.

Dentro de las ETO de la Central se establecen las condiciones en que se realizan los informes especiales (por ejemplo, violación a una Especificación Técnica de Operación, exceder límites de dosis para el caso de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado, por mencionar algunas) cuando se puedan producir incidentes significativos para la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

Los sucesos notificables se encuentran definidos en el RGSR y en la normativa 10 CFE 50.72 y 10 CFR 50.73 para las unidades de la CNLV, así como en la normativa 10 CFR 72.75 para el caso de la Instalación Independiente de Almacenamiento de Combustible Gastado. Estos deben comunicarse a la CNSNS y a las autoridades gubernamentales competentes. Los informes especiales se enviarán a la CNSNS según se establece en las ETO. Dentro del informe mensual de operación que se envía con esa periodicidad a la CNSNS se informa sobre el estado de almacenamiento de las albercas de combustible gastado y sus posibles variaciones respecto al anterior informe, indicándose la relación de ensambles existentes, el quemado acumulado y la fecha de descarga del reactor.

Anualmente se remite por parte de la CNLV al OIEA la declaración por elemento combustible del material fisionable existente en la alberca de combustible gastado. En concreto se realizan los siguientes informes y notificaciones periódicas:

- Contabilidad del combustible.
- Confinamiento del combustible mediante los puntos clave de medición y unidades de vigilancia de los movimientos de combustible.



- Inspecciones periódicas sobre contabilidad y confinamiento.

Dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operacional propia y ajena, por los correspondientes especialistas, que puede derivar en la realización de acciones de mejora tanto en los aspectos de diseño como de procedimientos operativos. Dentro de la experiencia operacional interna se analizan los informes de sucesos notificables y los informes especiales.

Respecto a la experiencia operacional externa se analizan, entre otros, los siguientes informes:

- Requeridos por la CNSNS.
- Generados por INPO/WANO.
- Experiencia divulgada por la US-NRC.
- Proveedores: Informes requeridos por la normativa 10 CFR 21 y boletines técnicos.

Medidas adoptadas como consecuencia de las acciones del 11 de septiembre de 2001 y del accidente nuclear de Fukushima.

Después del accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011 en la Central Nucleoeléctrica (CN) Fukushima Dai-ichi, se tomaron acciones a nivel internacional para verificar las medidas de seguridad de las centrales nucleares, con el fin de confirmar que cuentan con las medidas de respuesta para enfrentar situaciones más allá de las bases de diseño.

En México, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguarda solicitó a la CNLV implementar las estrategias de mitigación indicadas en la normativa 10 CFR 50.54. Dicha sección, surgida como respuesta a los atentados terroristas del 11 de septiembre de 2001, es la formalización de los requerimientos de licencia de la USNRC hacia sus regulados para enfrentar los retos relacionados con el enfriamiento del núcleo, la contención y la alberca de combustible gastado derivados de grandes explosiones o fuegos. Posteriormente, la CNSNS comunicó a la Central que consideraba adecuado el seguimiento de los lineamientos del NEI 06-12 Rev.2, "B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance" para la implementación de las estrategias de mitigación indicadas en la normativa 10 CFR 50.54.

En la Unión Europea, los organismos reguladores de los países y representantes de la industria, acordaron que el Grupo Regulador Europeo de Seguridad

Nuclear (ENSREG por sus siglas en inglés) con el soporte técnico de la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA por sus siglas en inglés) prepararía una propuesta del contenido técnico de pruebas de resistencia y definirían el método para llevarlas a cabo. La propuesta preparada por WENRA, fue aprobada por el ENSREG y aprobada por el Consejo Europeo en junio del 2011. Posteriormente, los organismos reguladores de Argentina, Brasil, España y México, en conjunto con el OIEA, definieron el alcance de las Pruebas de Resistencia que deberían realizar las Centrales Nucleoeléctricas de esta región, teniendo en cuenta las experiencias surgidas del accidente ocurrido en la CN Fukushima Dai-ichi. La CNSNS solicitó a la Central Nuclear Laguna Verde, el cumplimiento de dichas Pruebas de Resistencia.

Como respuesta a lo sucedido en Fukushima, la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO por sus siglas en inglés) publicó el SOER 2013-2, "Post-Fukushima Daiichi Nuclear Accident Lessons Learned", en cooperación con el Instituto de Operaciones de Energía Nuclear (INPO por sus siglas en inglés). El SOER se basa en gran medida en la información incluida en INPO 11-005 "Addendum, Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station". Este SOER documenta las acciones requeridas como resultado de los problemas experimentados en Fukushima Dai-ichi tras el terremoto del 11 de marzo de 2011 y posterior tsunami. La Central Nuclear Laguna Verde se ha comprometido en dar seguimiento a las recomendaciones del SOER 2013-2 como parte de sus acciones para mejorar la capacidad de afronte de la central ante un evento similar.

También en 2013, la CNSNS requirió la implementación de las Órdenes Post-Fukushima Dai-ichi emitidas por la USNRC para su cumplimiento por parte de las centrales de Estados Unidos, considerando los siguientes documentos:

- EA-12-049 "Issuance of Order to Modify Licenses with regard Requirements for Mitigation for Strategies for Beyond-Design-Basis External Events", siguiendo las recomendaciones de la guía JLD-ISG-2012-01 "Compliance with Order EA-12-049, Requirements for Mitigation for Strategies for Beyond-Design-Basis External Events" y aceptando la metodología descrita en el NEI-12-06 "Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide".
- EA-13-109 "Modified NRC Order for Containment Venting Systems", considerando lo indicado en



el SECY-12-0157 "*Consideration of Additional Requirements for Containment Venting Systems for BWR with Mark II Containment*" y siguiendo la metodología del NEI-13-02 "*Industry Guidance for Compliance with order EA-13-109*".

- EA-12-051 "*Issuance of Order to Modify Licenses with regard Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation*" siguiendo las recomendaciones de la JLD-ISG-2013-03 "*Compliance with Order EA-12-051 Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation*" y aceptando la metodología descrita en el NEI-12-02 "*Industry Guidance for Compliance with NRC Order EA-12-051, To Modify Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation*".

La implementación de las lecciones aprendidas en el ámbito de gestión de desechos y combustible nuclear se enfocó en la instalación de instrumentación confiable de amplio rango en la Alberca de Combustible Gastado de las Unidades 1 y 2 de la Central Nuclear Laguna Verde. Esta instrumentación permite a la CNLV mejorar significativamente la información que tienen los operadores de las unidades de tal manera que los recursos que se tienen se asignen de manera efectiva en caso de que ocurra un evento más allá de las bases de diseño de muy baja probabilidad. La instalación de la instrumentación de amplio rango se llevó a cabo siguiendo lo establecido en la Orden EA-12-051 y fue concluida en el año 2016.

Adicionalmente, el seguimiento de la documentación para dar cumplimiento a la normativa 10 CFR 50.54 ha significado que la CNLV se encuentre desarrollando estrategias para reposición de agua a la alberca de combustible gastado en escenarios más allá de las bases de diseño, ya sea con equipo interno (instalado) o con equipo externo (equipo portátil). En el caso de la reposición de agua a la alberca de combustible gastado con equipo instalado, la CNLV tiene capacidad de usar la bomba contra incendio a diésel, mientras que la reposición a la ACG con medios externos se logra mediante una bomba portátil. Estas estrategias aseguran la reposición de por lo menos 500 gpm en modo aporte y 200 gpm en modo rocío en caso de que se tenga inoperable o indisponible el suministro normal de agua a la alberca de combustible gastado.

En lo que respecta a lo indicado en el NEI 12-06 o Estrategias de Mitigación FLEX, para cumplimiento con el EA 12-049, en caso de un ELAP (Pérdida Extendida de Corriente Alterna) y LUHS (Pérdida del Último Sumidero de Calor, por sus siglas en inglés), la CNLV tiene capacidad de reponer a la alberca de

combustible gastado mediante el bombeo portátil FLEX, a través de tuberías localizadas en el edificio del Reactor. La conexión se puede realizar mediante la interconexión del Sistema de Remoción de Calor Residual (RHR, por sus siglas en inglés) (E12)"A" con el sistema de protección contra incendio (G41) y proporcionar 200 gpm.

Otra opción para la reposición de agua a la alberca de combustible gastado es la conexión a la Estación de Mangueras Contra Incendio (FP/M23A), ubicadas en el nivel 10.15 del edificio del reactor, para descargar con mangueras de 2½" hacia la Alberca a través de las Estaciones de Mangueras ubicadas en el piso de recarga del reactor. También es posible llegar al piso de recarga conectándose a la Estación de Manguera del Sistema de Protección Contra Incendio Para Paro Seguro del Reactor Durante Terremoto ubicada en el nivel 10.15 del edificio del reactor y que se comunica hasta la Estación de Manguera que se localiza en piso de recarga 49.90 m del edificio del reactor. Lo anterior es aplicable para ambas unidades considerando que la bomba FLEX tiene capacidad de suministrar 200 gpm a las ACG de las Unidades 1 y 2 de la CNLV simultáneamente.

Valoración del cumplimiento

De todo lo expuesto anteriormente en cada uno de los apartados correspondientes a los requisitos de seguridad que integran este artículo, se concluye que en México las operaciones realizadas en las instalaciones de gestión de combustible gastado existentes reúnen las características necesarias para asegurar que se cumple con las diferentes medidas requeridas por la Convención Conjunta en su artículo 9 de aplicación a las instalaciones existentes.

Artículo 10. Disposición final de combustible gastado

Si, de conformidad con su marco legislativo y regulatorio, una Parte Contratante decide la disposición del combustible en una instalación para su disposición final, esta disposición final de dicho combustible gastado se realizará de acuerdo con las obligaciones del Capítulo 3 relativas a la disposición final de desechos radiactivos.

Actualmente, no hay planes para la disposición final del combustible gastado.





SECCIÓN H

SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS

Esta sección comprende las obligaciones previstas en los siguientes artículos:

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que en todas las etapas de la gestión de desechos radiactivos se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos y otros riesgos.

Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para:

- i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión de desechos radiactivos;
- ii) Asegurar que la generación de desechos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible;

iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de desechos radiactivos;

iv) Prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el Órgano Regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados;

v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de desechos radiactivos;

vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente;

vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.

La protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente contra los riesgos radiológicos y de otro tipo está sujeta a la legislación mexicana sobre seguridad nuclear y radiológica como se detalla en la Sección E y a la legislación sobre protección ambiental (Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente y su normativa asociada).

El cumplimiento de los requisitos legales sobre seguridad nuclear y protección radiológica es verificado y aplicado por el organismo regulador. Se trata principalmente del licenciamiento, verificaciones e inspecciones que efectúa la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias. La protección del ambiente contra peligros distintos a la radiactividad se verifica en el proceso de licenciamiento y auditorías ambientales que realiza la Procuraduría Federal de Protección al Ambiente (PROFEPA).



11.1 Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor

A. Desechos radiactivos de aplicaciones no energéticas

El control de la criticidad y la remoción del calor residual de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos, cuando aplica, se analizan y autorizan durante el proceso de licenciamiento y se vigilan durante la operación. Estos puntos se describen en el informe de seguridad, donde se presentan con la solicitud de licencia y son revisados y autorizados por el Órgano Regulador. Los cambios relevantes para la seguridad en una instalación de gestión de desechos radiactivos, incluidos equipos y procedimientos, requieren igualmente una autorización.

Los desechos radiactivos de origen no energético son de muy variadas características en lo que se refiere a la identidad de los radionúclidos que los componen, la actividad y la presentación física; se habla de fuentes selladas, plásticos, hules, guantes, papel, madera, objetos metálicos, de vidrio, animales de laboratorio, lodos, precipitados, soluciones líquidas y otros materiales que contienen diferentes tipos de radioisótopos. No producen calor y no son susceptibles de detonaciones ni de descomposición o reacciones explosivas en condiciones normales de temperatura y presión, o al entrar en contacto con el agua. La gestión de estos desechos es realizada por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

B. Desechos radiactivos de aplicaciones energética.

Los desechos radiactivos generados en la CNLV, por su naturaleza, no son susceptibles de alcanzar condiciones de criticidad. Los desechos radiactivos gestionados en la Central no producen calor.

11.2 Medidas adoptadas para asegurar que la generación de desechos radiactivos se mantiene en el nivel más bajo posible

En la legislación nacional se requiere a los usuarios de material radiactivo y a los productores de desechos radiactivos, la implantación de los mecanismos necesarios para que, en el diseño y operación de las instalaciones nucleares, la generación de estos desechos se lleve al mínimo posible.

El artículo 160 del Reglamento General de Seguridad Radiológica establece la obligación de minimizar la generación de desechos radiactivos al Encargado

de Seguridad Radiológica. Esto es verificado en el curso de las auditorías radiológicas realizadas a las instalaciones por el Órgano Regulador. Un incentivo adicional para la minimización es el cobro que se hace por la recepción de los desechos.

La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias otorgó la licencia de operación comercial en 1990 a la Unidad 1 y en 1995 a la Unidad 2 de la CNLV. En esa licencia la Central Nuclear Laguna Verde se compromete a mantener y almacenar de manera temporal los desechos radiactivos que se generen como resultado de la operación de ambas unidades, en conformidad con los estándares y controles radiológicos, en tanto no se disponga en el país de un lugar designado para su disposición final.

Como resultado de este compromiso la CNLV cuenta con un plan para gestionar los desechos radiactivos, el cual considera todas aquellas actividades que se deben realizar para generar, administrar, clasificar, almacenar y disponer aquellos “materiales para el que no se tenga previsto uso alguno, y que contenga o esté contaminado con radionúclidos a concentraciones o niveles de actividad mayores a los establecidos por la NOM-035-NUCL-2000 “Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo”, o la que la sustituya” (ref. NOM-004-NUCL-2013 “Clasificación de los desechos radiactivos”).

La CFE en el capítulo 11 del Informe Final de Seguridad (FSAR) documentó la base de licencia de la CNLV, describe el cumplimiento con los requerimientos regulatorios incluyendo algunos parámetros importantes, en lo correspondiente al control en la generación y gestión de los desechos radiactivos para la operación de plantas de generación eléctrica por medios nucleares, conforme lo requiere la normativa 10 CFR 50 y el NUREG-0800; razón por la cual se utiliza el FSAR como base y guía en la elaboración de este documento.

11.3 Medidas adoptadas que consideran la interdependencia entre las diferentes etapas de la gestión de los desechos radiactivos

Como se ha descrito en la sección E del presente informe, el marco legal de seguridad radiológica en México cuenta con requerimientos establecidos desde la planeación y diseño de las actividades que involucran a la energía nuclear hasta el cese de operaciones y el destino final de todos sus desechos.



Desde el punto de vista operativo, en el año 1989 la Secretaría de Energía instruyó al ININ realizar la gestión de los desechos radiactivos producidos en actividades no energéticas, bajo el fundamento de que el Instituto cuenta con el personal, instalaciones y equipos para realizar dichas actividades.

Las medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado generado en la producción de energía eléctrica por la CNLV, son las especificadas en la Sección G.

En lo que respecta a los desechos radiactivos generados en la producción de energía eléctrica, son gestionados por la CFE, misma que realiza la operación de los dos reactores nucleares de la Central Nuclear Laguna Verde.

Con este objeto, los requisitos exigibles para la gestión de desechos radiactivos, a sus componentes y a los productos finales obtenidos, son definidos en términos derivados de las condiciones de seguridad y protección radiológica que establece y regula la CNSNS.

Adicionalmente, las normas relacionadas con la gestión de desechos radiactivos contemplan la interdependencia tecnológica en las diferentes etapas de la gestión, es decir, que exista armonía entre ellas y una etapa no esté en disonancia con la siguiente. Para este fin, las normas siguientes cumplen este propósito:

- NOM-019-NUCL-1995, “Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento cerca de la superficie. Se aplica en generadores de bultos de desechos”.
- NOM-021-NUCL-1996, “Pruebas de lixiviación para especímenes de desechos radiactivos solidificados. Se aplica en generadores de bultos de desechos radiactivos”.
- NOM-022/2-NUCL-1996, “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 2. Diseño. Se aplica en instalaciones de almacenamiento definitivo”.
- NOM-022/3-NUCL-1996, “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional. Se aplica en instalaciones de almacenamiento definitivo”.

- NOM-036-NUCL-2001, “Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos. Se aplica en instalaciones de desechos radiactivos”.

En general se puede establecer que el transporte, almacenamiento y uso de los materiales radiactivos se efectúa cumpliendo con la normativa nacional e internacional aplicable, buscando la protección a los trabajadores, al público y al ambiente. Las diversas etapas de la gestión de desechos radiactivos, en especial el acondicionamiento de éstos se encamina a evitar heredar cargas a las generaciones futuras.

11.4 Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el ambiente

El marco legal y regulatorio nacional aplicable a la gestión de los desechos radiactivos se integra principalmente por un conjunto de leyes, reglamentos y normas oficiales, cuya finalidad es garantizar que los desechos radiactivos sean manejados y finalmente dispuestos de manera que la salud de las personas y del ambiente sean protegidos, sin imponer cargas excesivas a las generaciones futuras.

Las medidas previstas legalmente en México para la protección de las personas, la sociedad y el ambiente fueron detalladas en el apartado E de este informe. En resumen, en el Capítulo IV de la Ley Nuclear se enuncia el compromiso de México con la Seguridad Nuclear, Radiológica y Física, y las Salvaguardias, como medidas primordiales para proteger a las personas, la sociedad y el ambiente. Tal como ya fue mencionado, la CNSNS es la encargada de vigilar el cumplimiento de estas disposiciones.

Por otro lado, todas aquellas actividades que involucran los usos pacíficos de la energía nuclear en sus diferentes aplicaciones, así como la gestión de los desechos que se produzcan en ellas, requieren de manera indispensable, contar con una licencia, permiso o autorización emitida por la CNSNS, en la que se establezcan con un enfoque graduado, los requisitos de seguridad y protección de las personas y el ambiente, que el usuario tendrá que cumplir cabalmente. Ejemplos de estas son el informe anual de actividades relevantes en protección radiológica y los informes del programa de vigilancia radiológica ambiental, cuando aplique.



11.5 Medidas para prevenir los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de desechos radiactivos

Los desechos radiactivos que se manejan en el ININ son de bajo nivel procedentes de las aplicaciones de las radiaciones en la medicina, la investigación y la industria, los cuales no producen calor. El manejo de materiales biológicos se realiza desactivándolos con hidróxido de calcio. Por condición de licencia, no se permite la recepción de desechos radiactivos explosivos o pirofóricos.

Los desechos generados en la producción de energía eléctrica por la CNLV están clasificados como de bajo y medio nivel de acuerdo con la norma oficial mexicana NOM-004-NUCL-2013 "Clasificación de los desechos radiactivos", no contienen materiales que generen calor o que reaccionen exotérmicamente, sin embargo, se producen desechos mixtos, es decir, tienen sustancias peligrosas, combustibles como aceites de lubricación y sustancias químicas.

Los contenedores están almacenados a temperatura ambiente, en cuartos aislados de fuentes de calor que pudieran afectarlos.

En México, los desechos mixtos con características biológico-infecciosos son generados principalmente en medicina nuclear e investigación médica, la gran mayoría de estos contienen radionúclidos de vida media muy corta (inferior a un año), por lo cual son almacenados para su decaimiento en la institución generadora y posteriormente gestionados como residuos peligrosos, tal como lo establece el marco legal en material ambiental.

El Reglamento General de Seguridad Radiológica se ocupa de la gestión de los desechos radiactivos en diferentes apartados. En el artículo 206 se establece que la información necesaria para el trámite de la autorización para el procesamiento, acondicionamiento, vertimiento y disposición final de desechos radiactivos de niveles bajo e intermedio, se establecen en los artículos 219, 220 y 221. Para tal efecto, en el artículo 207 se indica que la CNSNS clasificará los desechos radiactivos de acuerdo con su actividad específica, rapidez de exposición en la superficie del contenedor o embalaje, vida media, radiotoxicidad, forma química y física y, teniendo en cuenta su origen, propiedades del radionúclido, riesgo de irradiación externa, características del contenedor, embalaje o bulto, mecanismo de dispersión ecológica y forma de liberación al ambiente.

La PROFEPA es la encargada de aprobar y auditar todas las actividades que puedan tener un impacto al ambiente por compuestos químicos, biológicos y otro tipo de riesgos no radiológicos.

11.6 Medidas para evitar que las repercusiones en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente

México no establece de manera explícita medidas especiales para evitar que las repercusiones en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para las generaciones presentes. Sin embargo, la legislación mexicana establece los principios de limitación de dosis y como Estado Miembro del Organismo Internacional de Energía Atómica, aplica los principios fundamentales de seguridad establecida en las Normas de Seguridad del OIEA, así como de los Objetivos de la Gestión de los Desechos Radiactivos.

En el Reglamento General de Seguridad Radiológica se establece el sistema de limitación de dosis para los trabajadores y miembros del público, en el que se indican los límites de dosis máximas que en situaciones extraordinarias se permite reciban tanto los trabajadores como la población, y se le requiere a los responsables de la aplicación de prácticas que involucren el manejo de material radiactivo, determinen los niveles derivados que le permitan identificar situaciones anormales en la operación de la instalación que requieran la ejecución de acciones de mitigación.

La regulación nacional requiere que las liberaciones al ambiente cumplan con los criterios establecidos en las normas oficiales mexicanas al respecto, su cumplimiento garantizará que el impacto al ambiente sea despreciable, adicionalmente, se fomenta el uso de tecnologías que permitan minimizar la generación de desechos radiactivos.

11.7 Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

El marco legal mexicano establece una estructura y responsabilidades definidas sobre el papel que asume cada una de las instituciones o entidades gubernamentales involucradas en la gestión de los desechos radiactivos. De tal forma, la Ley Nuclear establece que el Ejecutivo Federal a través de la Secretaría de Energía regulará la exploración, la explotación y el beneficio de minerales radiactivos, así como el aprovechamiento de los combustibles nucleares, los usos de la energía nuclear, la



investigación de la ciencia y técnicas nucleares, la industria nuclear y todo lo relacionado con la misma, incluyéndose los desechos radiactivos y combustibles gastados.

Para cumplir con este mandato, la Secretaría de Energía se coordina con tres instituciones del Gobierno de México con asignaciones muy específicas: a) Comisión Federal de Electricidad, la cual es la única entidad en México que puede generar electricidad a partir del uso de combustibles nucleares; b) la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, cuya función es fungir como el Órgano Regulador en la materia; y c) el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, cuya función es realizar investigación y desarrollo en el campo de las ciencia y tecnología nucleares, así como promover los usos pacíficos de la energía nuclear y difundir los avances alcanzados para vincularlos al desarrollo económico, social, científico y tecnológicos del país.

Con relación a la protección de generaciones futuras, se debe tomar en cuenta que de acuerdo con el artículo 19 de la Ley Nuclear, la seguridad es primordial en todas las actividades que involucran a la energía nuclear y las disposiciones y destino final de todos sus desechos. Esto incluye actividades a demostrar desde el diseño y selección del sitio de las instalaciones, su construcción, operación, desmantelamiento, hasta el control institucional y liberación del sitio en el caso de las instalaciones para la disposición final de los desechos radiactivos.

Aquellas generaciones que puedan verse expuestas a la operación de instalaciones nucleares o radiactivas autorizadas en el presente continuarán con -al menos- la misma protección que la generación presente; esto en tanto los límites anuales de equivalente de dosis establecidos en el RGSR no sean modificados. Sin embargo, en caso de que éstos fueran modificados, la tendencia sería a alinearse con las recomendaciones internacionales vigentes, las cuales actualmente establecen límites menores a los vigentes legalmente en el país.

Por otra parte, el sistema de clasificación de los desechos radiactivos vigente en el país toma en cuenta, entre otras cosas, las concentraciones de actividad de los radionúclidos de vida media larga (y sus precursores de vida media corta) de los que pueda persistir un peligro potencial después de que el control institucional, forma del desecho y métodos de almacenamiento definitivo dejen de ser efectivos.

En el diseño de las instalaciones para disposición final de desechos radiactivos de bajo nivel, de acuerdo a la normativa mexicana, se deben considerar tres elementos indispensables para salvaguardar la seguridad del personal que opera la instalación, la población y la del ambiente (considerando el tiempo requerido para que los radionúclidos decaigan a niveles de actividad tales que dejen de ser un riesgo radiológico); estos elementos son:

- 1) El bulto que contiene al desecho radiactivo y que incluye a la matriz en que está inmerso el mismo desecho;
- 2) Las barreras y estructuras de ingeniería proporcionadas a la instalación para evitar la dispersión de los contaminantes radiactivos hacia el ambiente; y
- 3) Las características del sitio que contribuirán al aislamiento del desecho radiactivo del ambiente accesible al hombre.

Todo esto va encaminado a prolongar el aislamiento de los desechos por el tiempo necesario para la reducción del impacto en el ambiente y a las generaciones futuras, de tal suerte que éstas contarán con una protección adecuada y equiparable a la de la generación actual.

No obstante, para los desechos de nivel intermedio y alto, el país reconoce la necesidad de contar con una política y estrategia para la gestión de desechos radiactivos y combustible gastado que, entre otras cosas, incluya la asignación de responsabilidades, los recursos financieros y la elaboración de la normativa para la disposición final.

Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados anteriores, se considera que en México se cumplen los requisitos generales de seguridad establecidos en el artículo 11 de la Convención Conjunta.

Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas anteriores

Cada Parte Contratante adoptará oportunamente las medidas adecuadas para examinar:

- i) La seguridad de cualquier instalación de gestión de desechos radiactivos existente en el



momento en que entre en vigor la Convención respecto de esa Parte Contratante y asegurar que, cuando proceda, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación; y

ii) Los resultados de las prácticas anteriores a fin de determinar si se hace necesaria una intervención por razones de protección radiológica teniendo presente que la reducción del detrimento derivado de la reducción de la dosis habrá de ser suficiente para justificar los perjuicios y costos, incluidos los costos sociales, de la intervención.

12.1 Seguridad de las instalaciones existentes de gestión de desechos radiactivos

A) Seguridad de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos de origen no energético.

- Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos (PATRADER);
- Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos (CADER);
- Tres sitios de disposición actualmente cerrados: 1) La Piedrera; 2) Peña Blanca y 3) San Felipe.

B) Seguridad de las instalaciones de gestión de desechos de origen energético.

- Almacén Temporal en Sitio (ATS) en la CNLV;
- Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS).

12.1.1 Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

Esta instalación tiene como objetivo realizar las siguientes actividades:

- i) recepción de desechos radiactivos sólidos, líquidos, fuentes selladas en desuso y materiales para descontaminación;
- ii) compactación de desechos sólidos;
- iii) acondicionamiento de fuentes selladas en desuso;
- iv) descontaminación de materiales y equipos; así como la trituración de sólidos libres de contaminación; y

v) Caracterización de los desechos radiactivos.

La PATRADER se encuentra localizada en la parte central del edificio del reactor de las instalaciones del Centro Nuclear, en la carretera México-Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Estado de México. Esta instalación tiene una superficie total de 1,897.36 m². A su vez, el Centro Nuclear ocupa una superficie aproximada de 150 hectáreas a una altitud promedio de 3,050 m sobre el nivel del mar. La selección del sitio se basó en las siguientes características: en su i) ubicación con respecto a la ciudad de México (36 km de distancia), lo cual facilita la comunicación por carretera desde esta ciudad, y a la vez se encuentra lo suficientemente lejos para considerarse que presenta un riesgo a la población, por la disponibilidad de espacio, vías de acceso (600 m de la autopista) y suministro de agua y proximidad a la red de electricidad.

La PATRADER al igual que el Centro Nuclear, fueron diseñados y construidos siguiendo los requerimientos de ingeniería civil y los criterios señalados por los reglamentos de construcción para instalaciones nucleares que se encontraban en vigor en la fecha de su construcción (1964-1968). Asimismo, muchos de los equipos instalados en el área fueron seleccionados con base en las especificaciones técnicas de aquel tiempo.

La seguridad física de la instalación se lleva a cabo conforme al Plan de Seguridad Física del Centro Nuclear. En particular, la seguridad física de la PATRADER es robusta ya que la instalación se ubica a un costado del reactor de investigación TRIGA Mark III. Ambas instalaciones se encuentran resguardadas por miembros de la Secretaría de la Defensa Nacional y de la Guardia Nacional. Asimismo, se dispone de un sistema de seguridad física integral consistente de videovigilancia y control de acceso. Adicionalmente, se cuenta con diversas barreras físicas que evitan el ingreso de personas ajenas a la instalación. Por otro lado, las fuentes selladas en desuso se resguardan en una bóveda de seguridad, en espera de ser acondicionadas y/o inmovilizadas, o en su defecto son acondicionadas a la brevedad posible.

Por otro lado, la seguridad radiológica de la instalación se mantiene conforme a los requerimientos de la evaluación de seguridad de la instalación y los requerimientos de licenciamiento, establecidos por la CNSNS. El informe de seguridad y la evaluación correspondiente se realizan de manera periódica, el informe de seguridad más reciente se realizó en 2018. El informe de seguridad radiológica se elaboró



conforme al marco regulatorio vigente y considera los siguientes aspectos:

- Especificaciones generales de la instalación, tales como: ubicación, descripción de la instalación, selección y características del sitio, capacidad de almacenamiento.
- Organización de la instalación, tales como: organigrama, funciones, responsabilidades y calificaciones del personal.
- Política de seguridad.
- Programa de garantía de calidad.
- Grupo de seguridad radiológica.
- Fuentes de radiación.
- Características de diseño en lo relativo a la seguridad radiológica.
- Estimaciones de equivalentes de dosis al personal ocupacionalmente expuesto y al público.
- Programa de seguridad radiológica, incluyendo: equipos de medición de radiación ionizante, mantenimiento y calibración de equipos, dosimetría de personal, equipos y vestuario de protección radiológica, capacitación del personal, procedimientos de operación en condiciones normales y de emergencia.
- Análisis de riesgos y plan de emergencia.
- Impacto radiológico ambiental en operación normal y en situaciones anormales.
- Cese de operaciones, desmantelamiento y cierre.
- Plan de seguridad física.
- Programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Tanto el programa como el respectivo informe de vigilancia radiológica ambiental fueron evaluados y autorizados por la CNSNS.

Con respecto a las condiciones de licenciamiento, estas son evaluadas continuamente permitiendo la renovación de la licencia. En este sentido, la instalación mantiene sus condiciones de autorización de operación conforme a la licencia A00.400/025/2019 vigente. La renovación de la licencia se fundamenta en el Informe de Seguridad, el Programa de Garantía de Calidad, el Manual de

Procedimientos y el Informe Anual de Actividades Relevantes en Protección Radiológica. Cabe señalar que el sistema de garantía de calidad de la instalación es consistente con los documentos GS-R-3 "The Management System for Facilities and Activities" y GS-G-3.1 "Application of the Management System for Facilities and Activities" del OIEA.

En el informe Anual de Actividades relevantes en Protección Radiológica se notifica de manera genérica, a la CNSNS, con al menos la siguiente información:

- Inventario de fuentes de radiación y sus respectivas pruebas de fugas.
- Relación actualizada del personal ocupacionalmente expuesto, así como la evidencia de su entrenamiento continuo.
- Dictámenes médicos del personal ocupacionalmente expuesto.
- Relación de los movimientos de adquisición, importación, desechos o exportación de las fuentes de radiación.
- Registros de los niveles de radiación ionizante.
- Cambios organizacionales y en el manual de procedimientos de la instalación.
- Informe de los incidentes ocurridos en la instalación.

De manera particular, la PATRADER cuenta con requerimientos particulares de seguridad radiológica, por lo que la instalación está obligada a:

- No almacenar material nuclear proveniente de su uso en reactores de potencia o de investigación.
- Mantener niveles de exposición inferiores a 0.75 $\mu\text{Sv/h}$ en cualquier punto externo de la instalación.
- Garantizar que los niveles de exposición (al contacto) en las superficies de los contenedores con desechos radiactivos acondicionados, sea inferior a 500 $\mu\text{Sv/h}$.
- Realizar el almacenamiento de los desechos radiactivos en áreas exclusivas y separadas del tránsito del personal ocupacionalmente expuesto.
- Mantener el registro de los certificados de fabricación y/o calibración y última prueba de



fugas de las fuentes selladas que la instalación reciba para su acondicionamiento.

- No descargar líquidos dispensables que contengan residuos peligrosos, sin la autorización ambiental correspondiente.
- Adicionalmente, se debe garantizar que los desechos radiactivos acondicionados no deben generar o contener gases tóxicos, vapores o humos. En el caso de los materiales pirofóricos, estos deben ser previamente tratados y acondicionados, de manera tal que no sean inflamables.

12.1.2 Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

El CADER es una instalación que tiene como función almacenar los desechos radiactivos que se producen principalmente en el sector médico, y en menor proporción de actividades industriales y de investigación en todo el territorio nacional. Estos desechos antes de ser enviados a la instalación son inmovilizados y/o acondicionados en contenedores (blindajes originales de las fuentes selladas gastadas) y bidones (recipientes metálicos de 200 L) con concreto, plomo o parafina, según aplique.

El sitio donde se encuentra el CADER fue seleccionado con base en el estudio titulado “Evaluación de diferentes factores con miras al emplazamiento de un cementerio de desechos radiactivos para la CNEN de México”, que realizó la Dirección de Seguridad Radiológica de la entonces Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN) en los años 1960, cuya conclusión fue que “existía una zona de aproximadamente 150 kilómetros de longitud y 40 kilómetros de ancho que abarca parte de los estados de Hidalgo, México y Tlaxcala, que llenaba las condiciones requeridas para la instalación de depósitos de desechos radiactivos.” Este estudio se realizó con base a las recomendaciones técnicas plasmadas en el documento del OIEA titulado “Disposal of radioactive wastes”, publicado en 1960. El objetivo de realizar el estudio de sitio consistía en encontrar el lugar apropiado para instalar el depósito, en el cual se confinarían los desechos radiactivos que se estaban generando en México, por el uso de material radiactivo en hospitales, laboratorios e industrias.

En este contexto, el CADER inició su operación en 1970. Está ubicado en el kilómetro 18.5 de la carretera Tizayuca-Otumba, en el municipio de Temascalapa, Estado de México, a 57 km de la ciudad de México por carretera. Las poblaciones

más cercanas son: Maquixco localizado a 1 km y San Juan Teacalco, a 1.5 km; y cuenta con una superficie de aproximadamente 16.4 hectáreas. El predio es relativamente plano, aunque presenta un desnivel de 15 m en la dirección sureste-noreste. Los resúmenes mensuales de información meteorológica muestran que el viento dominante tiene una componente del noreste y su velocidad promedio oscila entre 7.1 y 8.7 m/s. Los valores anuales de las temperaturas medias en la zona fluctúan entre los 12.4 y 16.8 °C. La precipitación media anual fluctúa entre los 390.6 y los 672.2 mm.

Desde el punto de vista operativo, forma parte del Departamento de Desechos Radiactivos, unidad dependiente de la Gerencia de Seguridad Radiológica, que pertenece a la Dirección de Investigación Tecnológica del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

En términos generales el CADER está conformado por:

- Un almacén para guardar equipo, vehículos y herramientas.
- Edificio principal con oficinas, comedor y cocina, sanitarios, cuarto de máquinas y estación meteorológica.
- Caseta de vigilancia.
- Caseta antigua de oficinas.
- Tres almacenes de desechos radiactivos y fuentes selladas gastadas.
- Zona de trincheras, en las cuales se depositaban bultos con materiales y desechos radiactivos, conforme a la licencia SR/1226/83 expedida el 26 de octubre de 1983. Esta práctica fue cancelada en el año de 1991 con la finalidad de dar cumplimiento a las nuevas disposiciones establecidas en la licencia de operación A00.2.1/1132/91 expedida el 5 de noviembre de 1991.

Los almacenes de desechos radiactivos están denominados como I, II y III. El almacén I tiene una capacidad de 300 m³, y los almacenes II y III cuentan con una capacidad de 3,664 y 1,108 bidones, respectivamente. Asimismo, la zona de trincheras está conformada por 5 trincheras de 190 m de longitud y una profundidad que oscila de los 1.5 a los 4 m.



La práctica de depositar desechos radiactivos en trincheras se realizó del año 1981 a 1989. En estas trincheras se encuentran principalmente:

- Varilla contaminada con Co-60 producto del accidente ocurrido en Ciudad Juárez, Chihuahua.
- Minerales y jales de uranio.
- Tierra contaminada.
- Sólidos compactables de vida media corta e intermedia.
- Materiales orgánicos gelificados y lodos cementados.
- Equipos activados y resinas.
- En menor proporción, escombros, vegetales, plásticos y chatarra contaminada.

Con respecto a la seguridad física de la instalación, el ININ controla el acceso de personas al CADER por medio de un plan de seguridad física, el cual establece los requisitos de ingreso a la instalación. Se cuenta con personal de seguridad de la Secretaría de Seguridad Ciudadana del Estado de México y de la Guardia Nacional, cuyas actividades son supervisadas por el Departamento de Servicios Generales del ININ. Adicionalmente, los almacenes de materiales radiactivos cuentan con un sistema de seguridad física conformado por videovigilancia y control de acceso, sensores de movimiento, alarmas acústicas y videograbación continua los 365 días al año. Desde el punto de vista administrativo, el CADER forma parte del Departamento de Desechos Radiactivos, unidad dependiente de la Gerencia de Seguridad Radiológica, que pertenece a la Dirección de Investigación Tecnológica del ININ. Desde el punto de vista operativo, la instalación cuenta con un encargado de seguridad radiológica y una plantilla permanente de técnicos especializados que, en su conjunto, realizan el control del inventario de los desechos radiactivos almacenados y de mantenimiento de las instalaciones. Adicionalmente, el personal del Departamento de Desechos Radiactivos es apoyado por el Departamento de Mantenimiento y Obras del ININ para las tareas de mantenimiento convencional de instalaciones y equipo.

Por otro lado, la seguridad radiológica de la instalación se fundamenta en los principios de protección radiológica y en el sistema de limitación de dosis establecido en el RGSR, cuya filosofía fundamental establece la justificación de las

prácticas que implican la exposición a la radiación ionizante, la optimización de la protección y la limitación de la dosis al POE y al público. En este contexto, la instalación gestiona la seguridad radiológica conforme a los requerimientos de la evaluación de seguridad de la instalación y de licenciamiento establecidas por la CNSNS en la autorización No. A00.400/044/2019 vigente hasta el 22 de marzo de 2021. Esta autorización avala el almacenamiento temporal de los desechos radiactivos provenientes de la aplicación de materiales radiactivos en la medicina, la industria y la investigación, en los almacenes I, II, III. Así como las actividades relacionadas con el control y acciones de remedio de los desechos radiactivos existentes en el predio del Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos.

En este contexto, la licencia establece medidas de seguridad radiológica generales y particulares para la instalación. Las medidas generales son similares a las listadas en el apartado 12.1.1. En el caso de las medidas particulares, estas se describen a continuación:

- No se autoriza el almacenamiento de desechos radiactivos generados por la operación de centrales nucleares, ni desechos nucleares provenientes del ciclo de combustible.
- Está prohibido que la instalación reciba desechos radiactivos que no estén previamente caracterizados y debidamente acondicionados.
- Está prohibida la recepción de desechos radiactivos que posean propiedades explosivas, pirofóricas o corrosivas, así como desechos en estado líquido.
- El CADER está obligado a llevar un registro de los desechos radiactivos recibidos y almacenados, así como la localización de éstos dentro de los almacenes. Los registros deben contener la siguiente información: peso, volumen, radioisótopo, actividad, exposición al contacto y a un metro y la fecha, nombre y firma del personal que registró el movimiento.
- La razón de dosis en cualquier punto accesible fuera del área controlada no debe exceder los 0.75 $\mu\text{Sv/h}$.
- Realizar pruebas de fugas a las fuentes selladas previo a cualquier operación o maniobra para evitar dispersión de material radiactivo cuando su hermeticidad se hubiere visto comprometida.



Asimismo, el CADER cuenta con un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), cuya finalidad es determinar si las actividades relacionadas con la operación de la instalación dan como resultado la liberación de isótopos radiactivos al ambiente que contribuya de manera significativa a la exposición a la radiación de la población de las inmediaciones o a la contaminación del ambiente. El PVRA vigente fue aprobado por la CNSNS y conforme a las indicaciones de este Órgano Regulador, se presenta cada año un informe de los resultados para su evaluación. Cabe señalar que el PVRA comprende la medición periódica de la radiactividad de muestras de suelo del predio y zonas aledañas, agua potable y superficial de la zona, vegetales como tunas y nopales del predio y de la zona, así como el muestreo continuo de aire. Los puntos de muestreo seleccionados en el PVRA permiten vigilar las principales rutas de exposición a la población, con el fin de verificar el cumplimiento de los límites establecidos para el funcionamiento del CADER. Con base en los resultados obtenidos del PVRA se ha podido establecer que nunca se han excedido los límites establecidos en los artículos 20, 21 y 37 del RGSR.

Adicionalmente, la CNSNS realiza periódicamente verificaciones, inspecciones y auditorías para corroborar el cumplimiento de las condiciones de operación del CADER conforme a la licencia de operación autorizada a la instalación.

Con base en la evidencia con la que se dispone, se puede concluir que las medidas preventivas o de seguridad de los instrumentos previstos en el marco jurídico regulatorio para realizar el almacenamiento de desechos radiactivos son suficientes y adecuados para gestionar la seguridad radiológica de los trabajadores, población y el ambiente.

12.1.3 La Piedrera

Este sitio fue construido exprofeso para disponer los materiales contaminados generados en el accidente ocurrido en diciembre de 1983 en Ciudad Juárez, Chihuahua. En este evento, una unidad de tratamiento de cáncer con una fuente de Co-60 fue abandonada y fundida, contaminando varios negocios de chatarra, fundiciones, varilla y otros productos metálicos, así como cientos de construcciones.

La Piedrera se localiza en las coordenadas 31° 13' 45" de latitud norte y 106° 034' 30" de longitud oeste, aproximadamente a 55 km al sur de Ciudad Juárez. La instalación se denomina "La Piedrera" por el nombre del rancho al que pertenecía. El sitio se

ubica en una zona de lomeríos, en la cercanía de las dunas de Samalayuca, Chihuahua. La población más cercana se encuentra a 15 km en dirección noreste.

El sitio de disposición originalmente estaba constituido por 9 bóvedas con revestimiento de concreto de 20 cm de espesor y una de ellas sin revestimiento. Las dimensiones de éstas son de 40 m de largo, 15 m de ancho y 5 m de profundidad, donde se colocaron diversos materiales, tierra y escoria contaminada. El relleno final con tierra normal fue compactado y se formaron montículos de una altura aproximada de 2 m sobre el nivel del suelo. En el año 2006 se construyó una bóveda adicional de 9 m de largo por 4.3 m de ancho, en la cual se depositó la escoria contaminada que se encontraba en la superficie del sitio.

A continuación, se describen los materiales que fueron depositados y su actividad original:

- Varillas y materiales similares.
- Tambores metálicos conteniendo pellets, tierra, rellenos de concreto y/o sellados con tapas de concreto.
- Restos de una camioneta con una capa de concreto de 50 cm.
- Cabezal de teleterapia con el vástago de la fuente original.
- 20,000 m³ de tierra, cascarilla de laminación y material refractario de hornos de aceración, sin acondicionamiento previo.
- 2,000 m³ de chatarra, sin acondicionamiento previo.

Considerando que en enero de 1984 la fuente accidentada contaba con una actividad de 450 Ci, se estima que a diciembre de 2019 la actividad era de aproximadamente 4.32 Ci.

Como medida adicional de seguridad radiológica, se realiza periódicamente la vigilancia radiológica ambiental del sitio. Esta vigilancia consiste en el muestreo y análisis radiológico de muestras representativas de suelo y agua de pozo. Los resultados del análisis son utilizados para la elaboración del informe correspondiente. Los últimos informes de vigilancia radiológica ambiental fueron enviados a la CNSNS en los años 2004, 2006, 2012 y 2015.



12.1.4 Peña Blanca

El sitio de disposición de Peña Blanca consiste en una presa de estériles de uranio, el cual se localiza en la zona uranífera de la Sierra de Peña Blanca, en el municipio de Chihuahua, Chihuahua en las coordenadas 29° 08' de latitud norte y 106° 04' de longitud oeste. En este sitio se depositaron 65,000 toneladas de jales de uranio y de tierra contaminada con jales, provenientes del desmantelamiento de la planta de beneficio de uranio y molibdeno de Ciudad Aldama, Chihuahua. Esta planta minera fue operada entre 1969 y 1971 por la Comisión Nacional de Energía Nuclear y la Comisión de Fomento Minero. La planta tuvo una capacidad nominal de 80 toneladas métricas por día de mineral y operaba con un proceso alcalino convencional con carbonato y bicarbonato de sodio como lixiviantes. El mineral provenía de la Sierra de Gómez, Chihuahua.

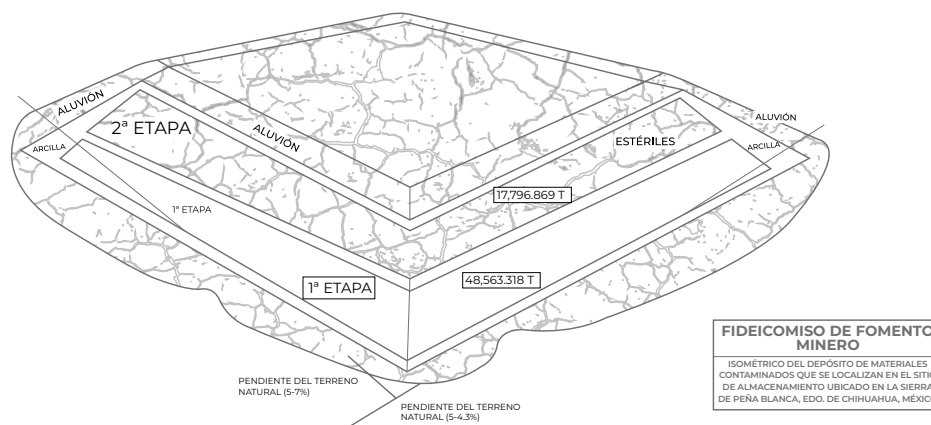
Durante los años de operación se generaron alrededor de 45 toneladas de concentrados de uranio y aproximadamente 35,000 toneladas de estériles de uranio. Estos últimos se almacenaban en una presa a 120 m al poniente de la planta. La presa original de jales no tenía membranas de protección en la parte inferior ni cubierta en la parte superior, por lo tanto, el gobierno mexicano consideró que constituían un riesgo radiológico potencial para la población vecina. En este sentido, entre 1994 y 1997 se construyó un sitio de confinamiento siguiendo las recomendaciones nacionales e internacionales señaladas en el reporte técnico del Organismo Internacional de Energía Atómica No. 335 *"Current practices for the Management and Confinement of Uranium Mill Tailings"* del año 1992; y en el

documento titulado *"Criteria for the long-term management of uranium mill tailings"*.

A grandes rasgos, el sitio consiste en una plataforma con una pendiente del 7% en la dirección E-O y de 5% en la dirección N-S, con dos terrazas para reducir la pendiente a un valor entre 0.5 y 2%. La plataforma del terreno ocupa una superficie de aproximadamente 40,000 m² (200 por 200 m). A lo largo del eje (N-S) se formó una doble pendiente en la forma de una "V" asimétrica, para que formara un canal para captar y conducir al exterior de la pila cualquier agua que lograra infiltrarse. Sobre el terreno preparado se colocaron dos camadas de arcilla compactada con un espesor de 15 cm cada una, de tal forma que quedaran cruzadas, posteriormente se compactó cada una de las camadas hasta 90% de la prueba Procter standard.

Los estériles se depositaron sobre la cama inferior de arcilla de manera tal que formaron una pirámide truncada con una superficie de 10,000 m² y taludes de 2 m de ancho. La pila de estériles se protegió contra la lluvia, la erosión y la posible intrusión de animales pequeños con una cubierta de dos capas. La primera capa, fue de la misma arcilla usada en la cama intermedia e inferior y de un espesor similar. La segunda capa consistió en material aluvial de 40 cm de espesor, adecuado para impedir la intrusión de animales pequeños. Esta última capa se estabilizó, contra la erosión, plantando en su superficie especies vegetales de raíces cortas propias de la región. El esquema del repositorio se muestra en la figura 2, donde se indican los volúmenes almacenados en las dos etapas del proceso de almacenamiento.

FIGURA 2. ESQUEMA DE REPOSITORIO PEÑA BLANCA



De manera general, para garantizar la seguridad radiológica del sitio, se utilizaron los siguientes criterios:

- Los estériles de uranio y sus contaminantes asociados están contenidos de modo que permanecerán aislados del ambiente por un periodo de tiempo tan largo como lo permita la mejor tecnología disponible, con apoyo en las características del sitio.
- Los estériles deben ser dispuestos, de tal manera que no se requiera mantenimiento activo para preservar la eficacia de la contención.
- La actividad económica en el sitio debe ser mínima en un tiempo previsible.
- El sitio debe ser seco, tanto por lo que se refiere a la precipitación pluvial como a la acumulación de agua en mantos freáticos, ya que el agua es un medio de transporte de los radioisótopos al medio ambiente humano, a través de cadenas tróficas.
- La actividad volcánica y sísmica debe ser baja, con el fin de evitar fracturamientos, deslices de tierra y exposición de los jales. Toda la zona norte del país cumple con este criterio.
- El sitio no debe estar en el curso de corrientes superficiales de agua porque pueden erosionar la cubierta protectora. La erosión por viento debe minimizarse con una cubierta de plantas en el sitio.
- El sitio y el apilamiento de los estériles deben ser estables física y químicamente, de tal manera que no requiera mantenimiento activo, de modo que permanezcan aislados del medio ambiente por un periodo de tiempo tan largo como lo permita la mejor tecnología disponible.
- El apilamiento debe permitir el control de la migración de los elementos peligrosos y radiactivos de los estériles hacia el medio ambiente.

Adicionalmente, se realizó un análisis radiológico ambiental de línea base en muestras representativas de aire, suelo, plantas y agua con el objeto de establecer una de comparación para estudios posteriores. Cabe señalar, que las principales características de seguridad del sitio son su lejanía de los centros de población, la ausencia de actividades económicas y que en la región existen formaciones uraníferas en los alrededores.

12.1.5 San Felipe

El sitio de disposición denominado San Felipe se localiza en la carretera a San Felipe, a 114 km de Mexicali en el estado de Baja California. Se construyó en 1984 para albergar 115 toneladas de varillas contaminadas con Co-60, recuperadas del accidente de Ciudad Juárez, Chihuahua. El sitio se caracteriza por tener un bajo uso agrícola y ganadero, lejanía con asentamientos humanos, baja precipitación pluvial, aguas freáticas profundas y terrenos geológicamente estables. La concentración de actividad actual (concentración promedio de Co-60 15Bq/g) de las varillas no implica un riesgo para el público o el ambiente.

12.1.6 Central Nuclear Laguna Verde

En México no se cuenta con una instalación para la disposición final de desechos radiactivos, por lo cual los desechos radiactivos que se generan en la Central Nuclear Laguna Verde son depositados en los siguientes almacenes:

12.1.6.1 Almacén Temporal en Sitio

El Almacén Temporal en Sitio (ATS) se encuentra en la CNLV dentro de un área cercada y segura, su función es almacenar de forma responsable y segura los desechos radiactivos sólidos húmedos de nivel bajo clases A, B y C, como son resinas gastadas, lodos de limpieza, lodos de pre-capa, carbón activado y concentrados, estos últimos acondicionados en bidones metálicos de 200 L, inmovilizados con cemento y asfalto y el resto acondicionados en Contenedores de Alta Integridad (HIC por sus siglas en inglés).

El acceso a la instalación de ATS se controla de acuerdo con el programa de seguridad física de la Central llevado a cabo a través de la aplicación de procedimientos operativos y administrativos.

Su diseño es para un almacenamiento de los bultos de desechos radiactivos húmedos a largo plazo (es decir, hasta 100 años). Se cuenta con un programa de seguridad física de acuerdo con los requisitos de la normativa 10 CFR 50.54. Este diseño fue realizado considerando las evaluaciones de eventos básicos como:

Evaluación de Incendios

El diseño del ATS incorpora la detección de incendios, mediante alarma audible y visual, con un sistema automático y manual de extinción de incendios según la zona. Para algunas áreas del edificio, el



sistema de extinción de incendios será accionado automáticamente en caso de que se requiera, las alarmas visuales se activan en la estación central de alarma. Además, el sistema de detección de humo aísla el manejo del aire de entrada y salida en las unidades, apagando los motores del ventilador y proporcionando una alarma externa a la sala de control de desechos radiactivos. Asimismo, se cuenta con varios sistemas de extinción de incendios manuales. Estos sistemas son revisados periódicamente por personal del área de seguridad industrial de acuerdo con los procedimientos aplicables.

Los almacenes I y II y la bahía de camiones contienen un sistema automático de extinción de incendios diseñado para activarse en un corto periodo de tiempo al iniciarse el fuego.

Para las áreas adicionales en el ATS se cuenta con alarmas y con un sistema manual de protección contra incendios que proporciona suficiente presión manual y automática, y un cuerpo de bomberos en el sitio las 24 horas y los 7 días de la semana para la intervención, si es necesario.

Evaluación del viento

El ATS fue diseñado para soportar los efectos de un probable máximo huracán (PMH) con una velocidad del viento de 275 km/h, un tornado base de diseño con una velocidad del viento de 241 km/h, o un viento de diseño con una velocidad del viento de 180 km/h. Estas velocidades del viento se definen como actuar horizontalmente a una altura de 10 m grado superior. El PMH tiene un periodo de recurrencia de 1,000 a 10,000 años.

La estabilidad inherente de la instalación proporciona protección, con la masa del blindaje radiológico integrado en las paredes y el techo de la estructura que resulta una protección contra el viento y misiles.

La estructura está diseñada con un mínimo de muros de 0.4 m de espesor y estructuras de techo de 0.35 m de espesor a prueba de misiles tornado, esta prueba fue realizada por Sandia Laboratories y aplicando el Informe EPRI de abril de 1976 NP-148 sobre Las "Pruebas de impacto de misiles tornado a gran escala" mostraron que no se tendrían daños significativos por misiles tornado en los muros del ATS, solo un daño limitado de posible desprendimiento sin que haya fragmentos de concreto que puedan provocar cualquier daño significativo a los HIC almacenados,

o falla estructural que conduzca a liberaciones radiológicas significativas.

Con respecto a riesgos por inundaciones, según la sección 11.4A de LVNPS-1 y 2 del Informe Final de Seguridad (FSAR), la inundación del sitio ATS no es una consideración, pues la topografía del sitio en la Central es tal que las inundaciones por causas naturales no son probables. Sin embargo, la instalación está construida por encima del máximo de elevación del agua subterránea, que es de 2,8 m sobre el nivel de la planta.

Así también para eventos sísmicos, según el LVNPS-1 y 2 del Informe Final de Seguridad (FSAR) sección 11.4A, el ATS está diseñado y construido para resistir el terremoto de base operativa (OBE). Para el diseño fue usada una aceleración sísmica de 0,16 g, la cual tiene un tiempo de recurrencia de 50 años. Los parámetros de diseño sísmico para la CNLV fueron desarrollados originalmente a partir de una evaluación conservadora del potencial para terremotos en el este de México continental y el área adyacente del Golfo de México y se basan en estudios específicos del sitio, anteriores a 1979.

También en las zonas exterior e interior del ATS se lleva a cabo un programa de verificación rutinaria de operatividad de los almacenes de acuerdo con el procedimiento DR-9940 "Almacenamiento Temporal en Sitio y verificación de operatividad de los almacenes", dicho programa consiste en una inspección visual de las condiciones físicas en el exterior e interior del almacén y de las condiciones físicas de los bultos a fin de detectar alguna anomalía y atenderla oportunamente. Cuenta con una estabilidad estructural basada en barreras de ingeniería, al igual que los contenedores proporcionan una estabilidad física a los desechos radiactivos contenidos, debido a que son contenedores calificados para estos tipos de desechos, los HIC son construidos para tener una duración de 300 años.

Además, en el ATS se realizan revisiones periódicas de los procedimientos relacionados con la seguridad de los almacenes, en el caso de que se observe alguna mejora al procedimiento, se realiza su modificación, aunque su revisión aún no le corresponda.

12.1.6.2 Depósito de desechos radiactivos sólidos secos

El Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS) se encuentra en la CNLV dentro de un área cercada y segura, su función es almacenar



de forma responsable y segura los desechos radiactivos sólidos secos de nivel bajo clase A, B y C, como son desechos compactables (trapo, plástico, papel, entre otros) y no compactables (desechos metálicos, tierras, concreto, entre otros).

El acceso a la instalación de DDRSS se controla de acuerdo con el programa de seguridad física de la Central llevado a cabo a través de la aplicación de procedimientos.

El DDRSS es donde se almacenan los desechos sólidos secos compactables y no compactables. Es una estructura de block de concreto que se ubica a 1 km de distancia del Edificio de Desechos Radiactivos en la CNLV, fuera del área restringida. Cuenta con 2 naves con capacidad de albergar 8,290 bidones (1,728.47 m³) de acuerdo con el Análisis Final de Seguridad. El almacén está clasificado como No Relacionado con Seguridad.

Este almacén cuenta con trincheras en el área perimetral para colectar líquidos por si se presentara un evento de inundación, llevando el agua que estuviera en la zona de almacenaje hacia los dos sumideros con los que cuenta la instalación (FSAR Capítulo 11 Sección. 11.4A.7).

En la entrada al sitio del almacén se tiene una oficina y un área de monitoreo de personal separadas por un muro parcial. Cuenta con un sistema de iluminación estacionario y portátil para facilitar las inspecciones radiológicas.

Para prevenir la ocurrencia de algún evento de incendio en el área de almacenamiento se tiene programada una modificación para incluir un sistema de detección de fuego, sin embargo, el almacén está provisto de extintores en la periferia en caso de que sea requerido, aunque no se espera la ocurrencia de un incendio.

También en la zona exterior e interior del DDRSS se lleva a cabo un programa de verificación rutinaria de operatividad de los almacenes de acuerdo con el procedimiento DR-9940 "Almacenamiento Temporal en Sitio y verificación de operatividad de los almacenes", dicho programa consiste en una inspección visual de las condiciones físicas en el exterior e interior del almacén y de las condiciones físicas de los bultos a fin de detectar alguna anomalía y atenderla oportunamente. Este almacén temporal cuenta con una estabilidad estructural basada en barreras de ingeniería, así también los contenedores proporcionan una estabilidad física a los desechos radiactivos contenidos, debido a que

son contenedores calificados para estos tipos de desechos.

Además, en el DDRSS se realizan revisiones periódicas de los procedimientos relacionados con la seguridad de los almacenes, en el caso de que se observe alguna mejora al procedimiento, se realiza su modificación, aunque su revisión aún no le corresponda.

Resultados de las prácticas anteriores

No se ha determinado hacer una intervención de este tipo, ya que los almacenes ATS y DDRSS son temporales no definitivos, en ambos almacenes únicamente se tiene una restricción de rapidez de dosis por licencia de operación de 2.5 µSv/h en la cerca perimetral, la cual se controla mediante inspecciones radiológicas rutinarias.

A continuación, se enlistan los procedimientos aplicables en la CNLV en cuanto a la operación de las instalaciones para la gestión de desechos radiactivos, sin ser limitativo a:

Procedimientos empleados en el ATS y DDRSS.

- MG-4904 Lubricación de equipo.
- MG-4914 Alineamiento de poleas y tensado de bandas (ventiladores).
- MP-3976 Ventiladores centrífugos accionados por bandas.

Procedimientos específicos, mantenimiento instrumentación.

- 2-MI-9822 Mantenimiento. preventivo, correctivo y/o calibración de la instrumentación y controles del almacén temporal en sitio (ATS) de la CNLV.

Procedimientos genéricos mantenimiento eléctrico.

- MP-3756 Motores horizontales de inducción de 480 vca.
- MP-3661 Tableros no críticos de 480 vca.
- MP-3906 Centro de control de motores, tableros de control de ca.
- MPE-019 Mantenimiento y calibración de interruptores de caja moldeada.



Procedimientos específicos de seguridad industrial.

- 2-CI-9965 Funcionamiento de la bomba M23J-P-001 y alineamiento de las válvulas del sistema de protección contra incendio del almacén de desechos radiactivos de medio y bajo nivel (ATS).
- 2-CI-9966 Verificación del nivel del tanque de almacenamiento de combustible y funcionamiento de la bomba operada con motor diésel (1-FP-P-002) del sistema de protección contra incendio del almacén de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).
- CI-9967 Verificación del alineamiento de las válvulas automáticas del sistema de aspersión de agua contra incendio del almacén temporal de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).
- CI-9968 Verificación del volumen de agua del tanque de almacenamiento del sistema contra incendio del almacén temporal de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).
- CI-9963 Inspección y pruebas de sistemas contra incendio de alarma/ alarma extinción.

Procedimientos genéricos operacionales de protección radiológica.

- PR-6500 Inspecciones radiológicas en la CNLV.
- PR-6506 Control de la contaminación.
- PR-6784 Almacenamiento de materiales y residuos con material radiactivo y desechos activos secos.
- PASGO-12 Gestión de desechos radiactivos de la CNLV.

Procedimientos específicos operacionales de operación desechos radiactivos.

- DR-9948 Operación de los sistemas auxiliares del almacén temporal en sitio.
- DR-9940 Almacenamiento temporal en sitio y verificación de operabilidad de los almacenes.
- ITPCP Instructivo técnico para programa de control de proceso.

Procedimientos específicos operacionales de maniobras:

- MG-4946 Instrucciones generales para la operación de grúas viajeras de la CNLV.

Procedimientos relacionados con la gestión de los desechos radiactivos en la CNLV.

Procedimientos genéricos de mantenimiento mecánico.

- MG-4900 Alineación en coples (bombas).
- MG4901 Medición de vibraciones (bombas).
- MO-4300 Empaquetado de válvulas.
- MO-4313 Mantenimiento a válvulas.
- MO-4327 Torque de embridamientos.

Procedimientos genéricos mantenimiento eléctrico.

- MP-3664 Arrancadores no críticos de 480 vca.
- MP-3629 Iluminación de respaldo.
- MME-001 Mantenimiento y calibración de voltímetros de ca y cd.
- MME-002 Mantenimiento y calibración de amperímetros de ca y cd.

Procedimientos genéricos operacionales de protección radiológica:

- PAP-05 Control de actividades de operación.
- PR-6505 Programa de monitoreo rutinario.
- PR-6735 Clasificación de desechos radiactivos.
- PR-6725 Procesamiento de los residuos generados en áreas restringidas de la CNLV.
- PR-6781 Aplicación de los criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo.
- PAG-30 Control administrativo de efluentes, desechos radiactivos sólidos y su impacto ambiental.
- PAG-33 Programa de minimización de desechos radiactivos.

Procedimientos específicos operacionales del grupo químico:

- QR-8370 Muestreo radiactivo.



- QR-8372 Preparación de muestras para conteo.
- QR-8388 Control y análisis de actividad en desechos sólidos húmedos.

Procedimientos específicos operacionales de maniobras:

- MG-4909 Procedimiento para efectuar maniobras de izaje en la CNLV.
- MG-4937 Maniobras con groas telescópicas y traslado de montacargas, camión grúa y tracto camión.

Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados de este artículo, se considera que en México se han desarrollado e implementado las medidas adecuadas para examinar la seguridad de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos, tanto de origen energético como origen no-energético.

Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

1. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos para una instalación proyectada de gestión de desechos radiactivos con el fin de:

- i) Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional, así como a la de una instalación de disposición final después del cierre;
- ii) Evaluar las repercusiones probables de dicha instalación sobre la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente, teniendo en cuenta la posible evolución de las condiciones del emplazamiento de las instalaciones para la disposición final después del cierre;
- iii) Facilitar información a los miembros del público sobre la seguridad de dicha instalación;
- iv) Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma y facilitarles, previa petición, los

datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad en su territorio.

2. Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables para otras Partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 11.

El Estado Mexicano no contempla en este momento nuevos emplazamientos o la construcción de nuevas instalaciones nucleares de desechos radiactivos o de disposición final.

Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Las instalaciones de gestión de desechos radiactivos se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;
- ii) En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales, y cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión de desechos radiactivos que no sea una instalación para la disposición final;
- iii) En la etapa de diseño, se preparen disposiciones técnicas para el cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos;
- iv) Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión de desechos radiactivos estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.

Todas las instalaciones designadas para la gestión de los desechos radiactivos provenientes de aplicaciones energéticas forman parte de la instalación nuclear, por lo cual se evalúan todos los factores pertinentes que puedan afectar la seguridad de dichas instalaciones durante su vida operacional, estas evaluaciones son actividades registradas en los procedimientos aplicados en la Central y evaluados mediante inspecciones



periódica realizadas por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, así como otros organismos internacionales como EPRI. Con respecto a una instalación de disposición final en México aún no se cuenta con este tipo de instalación.

Actualmente no se tiene seleccionado el sitio en el cual se ubicará el sitio de disposición final. En el caso de que la Central Nuclear Laguna Verde fuera una opción para su ubicación, entonces se evaluarán las repercusiones probables de dicha instalación sobre la seguridad de las personas, de la sociedad y del ambiente.

La CNLV mantiene constante comunicación con las poblaciones cercanas mediante la aplicación de los planes de emergencia externos, estas actividades son aplicadas a través de procedimientos operativos y administrativos, así como evaluadas por el Órgano Regulador.

El laboratorio ambiental de la CNLV realiza muestreos en la zona cercanas para asegurar que no existan riesgos radiológicos en las cercanías de la Central.

Las medidas adecuadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables para otras Partes Contratantes y de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 11., fueron evaluadas y autorizadas por el Órgano Regulador mexicano a través de los Informes de Seguridad entregados por la CFE para obtener la licencia de construcción y operación de las dos unidades con las que cuenta la Central Nuclear Laguna Verde.

14.1. Proceso de concesión de la autorización de construcción

La Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, en sus artículos 15, 19, 20, 21, 25, 26, 28, 32 y 34, en términos generales, establece los requisitos que deben satisfacer las instalaciones nucleares desde la fase de diseño, durante su construcción y en la etapa de operación.

El procedimiento de licenciamiento para cada una de las autorizaciones de instalaciones nucleares requiere la presentación por el titular de una serie de documentos, entre los que se incluye la correspondiente evaluación de seguridad, con el contenido especificado en cada caso, al menos:

- En la solicitud de la autorización de construcción se requiere que el solicitante presente un Estudio Preliminar de Seguridad que contenga, entre

otros aspectos, la descripción de la instalación en la que se incluyan los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que depende la seguridad y un análisis de los accidentes previsibles y sus posibles consecuencias.

- En el caso de la solicitud de autorización de operación, es necesario que el solicitante presente, entre otros documentos, una evaluación de seguridad que contenga la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados de la operación de la instalación, tanto en operación normal como en condiciones de accidente.

Adicionalmente, las modificaciones de diseño que suponen un cambio de los criterios, normas o condiciones en las que se basa la autorización de operación requieren de una autorización de modificación acompañada de la correspondiente descripción técnica, el análisis de seguridad realizado y la identificación de los documentos de operación que se verán afectados por dicha modificación.

Durante esta etapa, la CNSNS revisa los criterios de diseño (características de estructuras, sistemas y componentes, análisis de seguridad) y en particular, todos los asuntos relacionados con el impacto de las características del sitio sobre el diseño de las estructuras, sistemas y componentes de la instalación y el impacto de la propia instalación sobre el ambiente.

La revisión de los informes de seguridad por parte de la CNSNS incluye la formulación de preguntas al solicitante a fin de resolver las dudas existentes en los documentos, especificar modificaciones al diseño o imponer requisitos adicionales en caso de considerar que los actuales no garantizan la seguridad. Después de la revisión de estos informes, emite un dictamen técnico para la emisión del permiso de construcción. El dictamen incluye recomendaciones y conclusiones sobre la seguridad de la instalación.

Durante la construcción de las instalaciones, la CNSNS vigila mediante verificaciones, auditorías e inspecciones que ésta se construya de acuerdo con lo establecido en el informe de seguridad y en las condiciones que estableció en la autorización de construcción.



14.2. Disposiciones técnicas para la clausura de instalaciones de gestión de desechos radiactivos

Tal como fue descrito en la sección E, en la legislación mexicana se contempla que los operadores de instalaciones radiactivas consideren las opciones conducentes para el cierre seguro y, en caso de ser necesario, de remediación, de dichas instalaciones. Estas actividades tendrán que ser reguladas y supervisadas, caso por caso, por la CNSNS.

Para el caso de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos de la Central Nuclear Laguna Verde, la CNSNS ha definido su autorización.

Para la autorización de Desmantelamiento, el titular de una autorización de operación debe entregar a la CNSNS un Informe del Análisis de Seguridad de Desmantelamiento con el que se demuestre el cumplimiento de los siguientes requisitos:

- Definir límites geográficos del área que se presente desmantelar.
- Presentación del Plan Parcial de Desmantelamiento.
- PlandeGarantíadeCalidaddelDesmantelamiento, siguiendo el Apéndice B del 10 CFR 50.
- Las justificaciones para las metodologías nuevas o no probadas a través de un análisis de optimización.

Adicionalmente debe:

- Documentar y mantener registros a partir de los procedimientos para el desmantelamiento.
- Al concluir las actividades el titular debe presentar un Informe Final de Desmantelamiento de la instalación describiendo su estado final.
- Facilitar el acceso a la CNSNS para actividades de inspección de las actividades de desmantelamiento.
- Presentar un Plan Parcial de Remediación del Sitio, enfocado a alcanzar el estado radiológico esperado.

14.3. Disposiciones técnicas para el cierre de la instalación de disposición final de desechos radiactivos

El Estado Mexicano no cuenta con sitios de disposición final de desechos radiactivos. Sin embargo, la legislación vigente contempla que los operadores de instalaciones radiactivas consideren las opciones conducentes para el cierre seguro y, en caso de ser necesario, de remediación de dichas instalaciones.

14.4. Tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de instalaciones de gestión de desechos radiactivos en centrales nucleares

Para las instalaciones de gestión de desechos radiactivos de la CNLV, las tecnologías que son incorporadas en el diseño y construcción de las instalaciones son evaluadas por el Órgano Regulador, como parte de los requerimientos establecidos para otorgar las Autorizaciones de la Etapa de Diseño y Construcción. Asimismo, durante la etapa de construcción se entrega a la CNSNS un programa de puesta en servicio mediante el cual se prueban los equipos, estructuras y componentes y sistemas de la instalación con el fin de verificar que cumplen con las especificaciones de diseño y criterios de funcionamiento.

La Central realizó del año 2013 a 2018 una modernización de los sistemas de tratamiento de desechos, entre las tecnologías recientemente implementadas están el sistema de tratamiento avanzado de desechos radiactivos líquidos de alta actividad y alta conductividad, secador de bidones por microondas, modernización de los equipos de izado, compactador de desechos sólidos, tecnologías que son ampliamente utilizadas en la industria nuclear.

Artículo 15. Evaluaciones de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) Antes de la construcción de una instalación de gestión de desechos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional;



ii) Además, antes de la construcción de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental para el periodo posterior al cierre y se evalúen los resultados en función de los criterios establecidos por el Órgano Regulador;

iii) Antes de la operación de una instalación de gestión de desechos radiactivos, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesario para complementar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i).

15.1. Evaluación sistemática de la seguridad y evaluación ambiental de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos

El informe de evaluación de la seguridad es parte de la documentación requerida por la reglamentación mexicana antes de la construcción para cada licencia de una instalación nuclear o radiológica, incluidas las instalaciones de gestión de desechos radiactivos. Se requiere una Evaluación de Impacto Ambiental en la etapa de Licencia de operación y Licencia de Construcción basada en el Reglamento General de Seguridad Radiológica. La CNSNS realiza revisiones exhaustivas de evaluación de la seguridad.

Tal como fue descrito en la sección H, la seguridad radiológica de las instalaciones radiactivas se mantiene conforme a los requerimientos de la evaluación de seguridad de las instalaciones y de licenciamiento, establecidas por la CNSNS. Como se describió en la sección E, el proceso de solicitud de autorización de operación de cualquier instalación radiactiva implica, a grandes rasgos, que el solicitante presente, entre otros documentos, una evaluación de seguridad que contenga la información necesaria para realizar un análisis y evaluación de la seguridad y de los riesgos derivados de la operación de la instalación, tanto en operación normal como en condiciones de accidente. Adicionalmente, las modificaciones de diseño que suponen un cambio de los criterios, normas o condiciones en las que se basa la autorización de operación requieren de una autorización de modificación acompañada de la correspondiente descripción técnica, el análisis de seguridad realizado y la identificación de los documentos de operación que se verán afectados por dicha modificación. En general, el informe de seguridad contempla al menos:

- Especificaciones generales de la instalación, tales como: ubicación, descripción de la instalación, selección y características del sitio, capacidad de almacenamiento.
- Organización de la instalación, tales como: organigrama, funciones, responsabilidades y calificaciones del personal.
- Política de seguridad.
- Programa de garantía de calidad.
- Grupo de seguridad radiológica.
- Fuentes de radiación.
- Características de diseño en lo relativo a la seguridad radiológica.
- Estimaciones de equivalentes de dosis al personal ocupacionalmente expuesto y al público.
- Programa de seguridad radiológica, tales como: equipos de medición de radiación ionizante, mantenimiento y calibración de equipos, dosimetría de personal, equipos y vestuario de protección radiológica, capacitación del personal, procedimientos de operación en condiciones normales y de emergencia.
- Análisis de riesgos y plan de emergencia.
- Impacto radiológico ambiental en operación normal y en situaciones anormales.
- Cese de operaciones, desmantelamiento y cierre.
- Plan de seguridad física.
- Programa de vigilancia radiológica ambiental.

La evaluación del informe de seguridad de la instalación deriva en la emisión, por parte de la CNSNS, de una licencia de operación que considera las medidas de seguridad genéricas y particulares para cada instalación. Es importante señalar que, durante el periodo de vigencia de la licencia, el permisionario está obligado a informar anualmente las actividades relevantes en protección radiológica ocurridas o implementadas en la instalación.

Por otro lado, y derivado del informe de seguridad de la instalación, el operador de la instalación está obligado a desarrollar e implementar un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), del cual deriva el Informe del Programa de Vigilancia



Radiológica Ambiental (IPVRA) de cada instalación. El objetivo general del PVRA, consiste en mantener una vigilancia periódica de la situación radiológica ambiental del sitio y sus alrededores, comparada con los niveles de radiación de fondo originales, es decir, previa al inicio de las operaciones de la instalación radiactiva. En México, en el caso de instalaciones radiactivas asociadas a la gestión de desechos, el PVRA considera al menos:

- La descripción del sitio, ubicación y tipos de desechos radiactivos que serán gestionados.
- Caracterización ambiental y socioeconómica del sitio (alrededores y ecosistema), que incluye demografía, usos del suelo, ecosistemas, hidrología, aspectos recreativos y culturales de la zona y meteorología.
- Término fuente.
- Rutas de exposición, grupo crítico y estimación de dosis.
- Programa de monitoreo, indicando los sitios y frecuencia de muestreo, sitios y frecuencia de mediciones, métodos y técnicas de preparación y análisis de muestras, métodos y técnicas de medición.
- Valores de referencia.

Por su parte, el IPVRA expone, entre otros los resultados del programa de monitoreo y el análisis técnico-científico de los resultados y tendencias.

15.2. Evaluación sistemática de la seguridad y evaluación ambiental de las instalaciones de disposición final

El Estado Mexicano no tiene contemplado en el corto plazo la construcción de sitios de disposición final de desechos radiactivos. Sin embargo, la legislación vigente contempla que los operadores de disposición final consideren las opciones conducentes para realizar la evaluación de seguridad antes de la construcción de instalaciones de disposición final de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie, abarcando esta evaluación desde la selección del sitio hasta el diseño, construcción, operación, cierre, post-cierre y control institucional. Además de lo anterior, la Evaluación de Impacto Radiológico Ambiental, el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental, entre otros instrumentos regulatorios que la CNSNS o la autoridad ambiental nacional pudieran considerar.

15.3. Evaluaciones de seguridad y ambiental actualizadas y detalladas

La evaluación de seguridad debe realizarse en cada etapa para las instalaciones que requieren de una licencia, es decir, para su operación y cuando aplique, para su construcción y desmantelamiento. Las instalaciones nucleares y las relacionadas a la gestión de sus desechos radiactivos se evalúan cada 10 años, no así otras instalaciones radiactivas.

Las evaluaciones de seguridad de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos también son actualizadas y detalladas en casos de enmiendas o modificaciones técnicas a las licencias, permisos o autorizaciones, el permisionario de una instalación radiactiva debe demostrar a la CNSNS que las condiciones de la evaluación de seguridad no se han modificado, o presentar las enmiendas correspondientes para su evaluación, en los casos:

- Antes de otorgar la Licencia de Operación.
- Solicitud de Renovación de Autorización de Operación.
- Enmiendas a las Autorizaciones de Operación Vigentes.

Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados del artículo 15, se considera que en México se han desarrollado e implementado las medidas adecuadas para realizar la evaluación de la seguridad de las instalaciones destinadas a la gestión de los desechos radiactivos.

Artículo 16. Operación de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

- i) La licencia de operación de una instalación de gestión de desechos radiactivos se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica en el artículo 15, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;
- ii) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia



operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, se definan y se revisen en los casos necesarios;

iii) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión de desechos radiactivos se realicen de conformidad con procedimientos establecidos. En el caso de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos los resultados así obtenidos se utilizarán para verificar y examinar la validez de los supuestos hechos y para actualizar las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, para el periodo posterior al cierre;

iv) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión de desechos radiactivos;

v) Se apliquen procedimientos para la caracterización y segregación de los desechos radiactivos;

vi) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al Órgano Regulador los incidentes significativos para la seguridad;

vii) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;

viii) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión de desechos radiactivos, que no sea una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el Órgano Regulador examine estos planes;

ix) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para el cierre de una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el Órgano Regulador examine estos planes.

16.1. Licencias de operación de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos con base en evaluaciones de seguridad

La licencia de operación para una instalación nuclear, incluidas las instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en la producción energética, se otorga, entre otras cosas, con base en el informe de seguridad. El Órgano Regulador supervisa la construcción de la instalación y se asegura de que ésta se construya de acuerdo con la Licencia de Construcción.

16.1.1 Licencias de operación de instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones no-energéticas

Tal como fue descrito en las secciones correspondientes a los artículos 11, 12 y 15, para la gestión de los desechos radiactivos de origen no energético, México cuenta con 2 instalaciones: PATRADER y CADER. Así como tres sitios de disposición cerrados: La Piedrera, Peña Blanca y San Felipe. Todas las instalaciones se construyeron con los requerimientos de diseño y construcción de la década de 1980 y en conformidad al Informe de Seguridad Radiológica correspondiente. Estos informes de seguridad son actualizados constantemente en función de los requerimientos regulatorios del país y a petición de la CNSNS.

Como se ha mencionado en la Sección E del presente Informe, uno de los documentos mínimos requeridos en el RGSR al solicitar una licencia de operación de instalaciones radiactivas, entre las que se incluyen las de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones no energéticas, es el informe de seguridad de la instalación propuesta.

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivo

Tal como ha sido descrito en la sección 12, antes de la puesta en operación de la PATRADER, el sitio donde se ubica (Centro Nuclear “Dr. Nabor Carrillo Flores”), fue sometido a una rigurosa evaluación de la seguridad y una evaluación ambiental, ya que formaba parte de la instalación nuclear del reactor de investigación TRIGA Mark III. Además de estar localizada a 170 m del irradiador industrial JS-6500. Independientemente, la PATRADER dispone de una licencia de operación e informe de seguridad, autorizados por la CNSNS.

Durante la operación rutinaria de la instalación se han desarrollado evaluaciones (verificaciones,



inspecciones y auditorías por parte del Órgano Regulador y de la instancia interna de garantía de calidad) en operación normal y evaluaciones en operación anormal de la instalación. La frecuencia de las evaluaciones está directamente relacionada con los riesgos radiológicos derivados de la operación normal de la instalación, la cual no ha tenido cambios significativos en los últimos 25 años.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

En el caso particular del CADER, en el año 1992 se realizaron estudios y evaluaciones adicionales con la finalidad de determinar la factibilidad de depositar en forma definitiva (segura y controlada) los desechos radiactivos provenientes del ciclo de combustible de centrales nucleares, de bajo y medio nivel. Este estudio consistió en un nuevo análisis de seguridad para la caracterización del sitio. Tal como indicó el informe, la estratigrafía del sitio mostró que en los primeros 120 m de profundidad, se observa “que los basaltos o basaltos andesíticos se presentan masivos y fracturados; las fracturas están generalmente rellenas de arcilla” y “la principal unidad hidrogeológica está constituida por basalto vesicular y masivo, con alto grado de fractura que le da una alta permeabilidad”.

Producto de este análisis, se determinó que el CADER únicamente sería utilizado como un sitio de almacenamiento de superficie de carácter temporal, que albergaría desechos radiactivos de actividades no-energéticas. Durante la operación rutinaria de esta instalación se han efectuado diferentes tipos de evaluaciones periódicas, (verificaciones, inspecciones y auditorías) que comprenden la operación normal de la instalación. Estas evaluaciones periódicas han sido realizadas por personal cualificado, que dominan los aspectos de la evaluación y el análisis de la seguridad. La frecuencia de las evaluaciones está directamente relacionada con los riesgos radiológicos derivados de la instalación o la actividad de almacenamiento de desechos radiactivos y a los cambios en la instalación o la actividad sustantivos, si los hubiere. Producto de estas evaluaciones se han establecido barreras como defensa en profundidad en el Almacén I de fuentes y cabezales, y se ha determinado que el diseño cumple las funciones de seguridad.

C. Sitio de disposición La Piedrera

El sitio La Piedrera no cuenta con una licencia de operación que le permita la recepción de más desechos radiactivos, por lo que las actividades

actuales sólo incluyen la vigilancia periódica de su impacto al ambiente, el estado de las trincheras y de los letreros y cercas. Dispone de un Plan de Vigilancia Institucional el cual permite actividades de evaluación con base en los siguientes controles de seguridad:

- **Perímetro.** En el perímetro del terreno, se tiene una cerca externa de seis hilos de alambre de púas, sostenida por postes de concreto y metálicos, con lo cual se evita la intrusión de animales grandes.
- **Señalización.** Se tienen láminas de 50 por 40 cm sujetas a los postes con alambre, letreros con leyendas de prohibición de paso y propiedad federal en las cercas internas y externas.
- **Diseño del confinamiento.** El sitio se construyó con los requerimientos de diseño establecidos en los documentos del OIEA de la década de 1980.
- **Revisión periódica.** El sitio se inspecciona periódicamente, conforme a un procedimiento específico que incluye una lista de verificación. Los informes de las inspecciones se envían a la CNSNS y a la Dirección de Desarrollo Urbano y Ecología del gobierno del estado de Chihuahua para informar la situación que guarda el sitio.
- **Eventos disruptivos (contingencias).** El único evento disruptivo que se considera por su importancia es la intrusión con la intención de robar los productos metálicos que hayan sobrevivido a la humedad y que pueden venderse como chatarra o como varilla para construcción. Ningún otro evento se considera importante como para declarar una contingencia (emergencia). Este escenario tiene baja probabilidad de ocurrencia por los siguientes motivos: i) es posible que los productos metálicos estén muy oxidados, ii) son radiactivos, lo que haría difícil su distribución ya que prácticamente todos los comercializadores de productos metálicos del país tienen detectores de radiación, iii) los pobladores de la zona avisarían al ININ de cualquier movimiento con maquinaria en la zona. iv) los intrusos no saben en qué fosa se encuentra la varilla y los productos metálicos.
- **Mecanismos de deterioro en la instalación.** El mecanismo principal de deterioro de los montículos y que haría que se requiera mantenimiento correctivo es la erosión causada por la lluvia y el viento, formándose grietas que pueden ser agrandadas por roedores y animales rastreros. Para adoptar medidas correctivas o de mitigación por el probable deterioro de montículos de las fosas se documentan las inspecciones que



se lleven a cabo, para presupuestar las acciones conducentes. En el caso de presentarse deterioro en los montículos, éstos son reconformados considerando dos opciones de acuerdo con el grado de deterioro: i) mantenimiento mecánico, usando trascabo cuando se tengan derrumbes de montículos y quede prácticamente el material depositado al descubierto, lo cual es improbable que ocurra. ii) Mantenimiento manual, cuando se tengan que llevar a cabo acciones menores de arreglo de montículos.

- Administración. El sitio se encuentra bajo la administración del ININ, el cual efectúa la vigilancia radiológica ambiental y el mantenimiento de la instalación, cercas, montículos.

D. Sitio de disposición Peña Blanca

El sitio Peña Blanca no cuenta con una licencia de operación que le permita la recepción de más desechos. Tiene un Plan de Control Institucional el cual permite actividades de evaluación en base a los siguientes controles de seguridad:

- Perímetro. En el perímetro del terreno, cuenta con cerca de alambres de púas sostenida por soportes de metal con lo cual se evita la intrusión de animales grandes durante el control institucional.
- Señalización. En diferentes puntos de la alambrada se tienen láminas de 50 por 40 centímetros sujetos a los postes con las leyendas de prohibición de paso y propiedad federal.
- Características del diseño del confinamiento. La principal característica de seguridad del confinamiento es su lejanía de centros de población. Por otro lado, y relacionado con la seguridad es que el sitio es muy seco, montañoso y con poca actividad económica. Los niveles de radiación son insignificantes y la principal ruta de exposición al hombre es la exposición al radón en caso de construirse casas-habitación sobre los jales.
- Revisión periódica. El sitio se inspecciona periódicamente, conforme a un procedimiento específico que incluye una lista de verificación. Los informes de las inspecciones se envían al Órgano Regulador.
- Eventos disruptivos (contingencias). No se tienen identificados eventos disruptivos durante el control institucional. Ninguna acción de origen natural o artificial puede dar origen a exposiciones importantes a seres humanos o a personas

que indiquen la necesidad de tomar medidas adicionales de protección.

- Mecanismos de deterioro en la instalación. La fauna que se encuentra en la región es principalmente animales rastreros, ratas de campo, ardilla, rata canguro, conejo, zorros, mapache, armadillo, venado y coyote. De lo que se observó en el repositorio es que se encuentra libre de agujeros o nidos de roedores. En el caso de observarse deterioro severo, debido a eventos naturales, se procedería a recuperar el material del repositorio y a reconformarlo nuevamente. No se ha presentado erosión en el repositorio, de manera que la cubierta exterior no ha perdido la función de facilitar el escurrimiento de agua de lluvia. Para adoptar medidas correctivas o de mitigación por el probable deterioro del repositorio se documentarán las inspecciones que se lleven a cabo, para presupuestar las acciones a desarrollar. En caso de presentarse deterioro del repositorio, sería reconformado planteando dos opciones de acuerdo con el grado de deterioro: i) mantenimiento mecánico, usando trascabo cuando se tengan derrumbes de la cubierta exterior; ii) mantenimiento manual, cuando se tengan que llevar a cabo acciones menores. Para la instalación en general, se realizan las actividades de mantenimiento cuando sea necesario.
- Administración. Actualmente el ININ es el responsable del sitio, lo que implica efectuar la vigilancia radiológica ambiental y el mantenimiento de la instalación, cercas, candados y cerraduras.

16.1.2 Licencias de operación de instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones energéticas

Para la gestión de los desechos radiactivos de origen energético, México cuenta con 2 instalaciones: Almacén Temporal en Sitio (ATS) y Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS), construidas a mediados de la década de 1980 en el predio de la Central Nuclear Laguna Verde. Las instalaciones fueron diseñadas para el almacenamiento de los desechos radiactivos de bajo nivel de conformidad con informe final de seguridad (FSAR) apéndice 11.4 A y bajo los requisitos regulatorios establecidos por la CNSNS con base a la normativa de la Nuclear Regulatory Commission (NRC por sus siglas en inglés) principalmente la Generic Letter (GL) 81-38 titulada "Storage of Low-Level Radioactive Waste at Power Reactor Sites" y otras guías regulatorias de la industria nuclear del OIEA y del Electric Power Research Institute. Los



desechos radiactivos de bajo nivel que se generan en la CNLV permanecerán resguardados de forma segura en las instalaciones del ATS y DDRSS hasta su retiro para su gestión final y/o disposición una vez que se construya en México las instalaciones permanentes.

A. El Almacén Temporal en Sitio consta de dos edificios

- El almacén I, es el edificio original construido para el resguardo de los desechos radiactivos sólidos húmedos como son: lodos, resinas, concentrados, asfaltados y cementados generados en la Central Nuclear Laguna Verde, iniciando operaciones en el año 1992 hasta el 2009 que fue cuando se alcanzó la capacidad de llenado del almacén I. La licencia del almacén I fue otorgada por la CNSNS para el resguardo de los desechos radiactivos almacenados a la fecha hasta su retiro para la gestión o disposición final.
- El almacén ATS II que se encuentra actualmente operando y en proceso de renovación de la autorización de uso por 10 años más, debido a que esta próxima a vencer el 31 de diciembre del 2020. El Almacén II del ATS fue autorizado por la CNSNS (oficio A00.110.523/2010) para el almacenamiento de los desechos radiactivos formados por resinas, lodos y concentrados que se generan en la CNLV, resguardados en contenedores de alta integridad (HIC), en uso de las facultades que la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear concede a la CNSNS y con fundamento en lo dispuesto por el Artículo 39 del Reglamento Interior de la Secretaría de Energía.

B. Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos

La instalación del DDRSS conformada por dos naves, desde el año 1993 cuenta con una autorización otorgada por la CNSNS para el almacenamiento de desechos radiactivos sólidos secos compactables y no compactables durante el ciclo operativo de la Central Nuclear Laguna Verde.

16.2 Límites y condiciones operacionales derivados de la experiencia operacional y de las evaluaciones

La CNSNS supervisa e inspecciona la puesta en marcha y operación de cada instalación nuclear, incluidas las instalaciones de gestión de desechos radiactivos. Esto incluye la revisión y aprobación de las condiciones operativas para la instalación nuclear particular. Cualquier cambio requiere un

permiso de la CNSNS, además, tiene la competencia para revisar los límites y condiciones operacionales según sea necesario por razones de seguridad.

16.2.1 Los límites y condiciones operacionales derivados de la experiencia operacional y de las evaluaciones de instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

Como resultado de las evaluaciones antes mencionadas, se han realizado mejoras en materia de protección radiológica y se han determinado que los riesgos radiológicos son muy bajos y están siendo controlados dentro de los límites y las restricciones especificados en el informe de seguridad y en los procedimientos de trabajo. Esto se informa periódicamente al Órgano Regulador.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

Como resultado de las evaluaciones ya mencionadas, se han implementado medidas de protección radiológica y se han determinado que los riesgos radiológicos están siendo controlados dentro de los límites y las restricciones especificados en el Informe de Seguridad, y estos riesgos se han reducido al nivel más bajo que es razonablemente posible alcanzar. Esto se informa periódicamente al Órgano Regulador en el Informe de Actividades Relevantes.

C. Sitio de disposición La Piedrera

Como resultado de las evaluaciones y actividades que periódicamente se realizan en La Piedrera se han realizado disposiciones en materia de protección radiológica y se han determinado que los riesgos radiológicos están siendo controlados dentro de los límites y estos riesgos se han reducido al nivel más bajo que es razonablemente posible alcanzar. Esto se informa periódicamente a la CNSNS.

D. Sitio de disposición Peña Blanca

Como resultado de las evaluaciones y actividades que periódicamente se realizan en Peña Blanca se han realizado disposiciones en materia de protección radiológica y se ha determinado que los riesgos radiológicos están siendo controlados dentro de los límites y estos riesgos se han reducido al nivel más bajo que es razonablemente posible



alcanzar. Esto se informa periódicamente al Órgano Regulador.

16.2.2 Los límites y condiciones operacionales derivados de la experiencia operacional y de las evaluaciones de instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones energéticas

Los límites y condiciones establecidos por la CNSNS basados en la evaluación y cumplimiento de las bases de diseño citadas en el informe final de seguridad (FSAR) apéndice 11.4 A, controles de seguridad radiológica, física e industrial aplicados en la Central Nuclear Laguna Verde para el manejo, almacenamiento, inspección y monitoreo de los desechos radiactivos almacenados temporalmente en las instalaciones del ATS y DDRSS, se describen a continuación:

A. Almacén Temporal en Sitio

El permiso de uso del almacén II del ATS es parte integral de las licencias de operación No. CNLV-1/1 y CNLV-2/ por lo que está sujeto a las mismas condiciones y marco regulador indicados en dichas licencias.

El almacenamiento temporal de los desechos radiactivos húmedos conformados por lodos, resinas, filtros, y concentrados que se generen en la CNLV, resguardados dentro de contenedores de alta integridad.

El almacenamiento de los contenedores de alta integridad en estibas verticales de 3, usando estructuras de estiba adecuadas para soportar el peso y separar los contenedores durante su almacenamiento.

Uso de procedimientos aprobados para controlar las actividades de operación, mantenimiento, seguridad física, seguridad radiológica y de las auditorías internas para determinar el cumplimiento de las condiciones de seguridad del almacén y para la protección del público y del medio ambiente.

El nivel de rapidez de dosis en cualquier punto de la cerca perimetral del almacén II del ATS no debe rebasar 0.25 mrem/h (2.5 μ Sv/h).

El sistema de monitoreo de radiación ubicado en la descarga del sistema de ventilación consta de dos monitores de radiación instalados en la descarga de la ventilación normal y de filtrado, para que dichos monitores detecten de manera oportuna la

presencia de alguna partícula radiactiva en el aire antes de su descarga a la atmósfera.

Incorporación del ATS al Programa de Monitoreo Ambiental de la CNLV conforme al Informe final de seguridad sección 11.4 A.3.3.2.

Ante cualquier incumplimiento con los puntos indicados anteriormente, la CNLV debe parar actividades de operación de la instalación, establecer acciones compensatorias de seguridad radiológica para la protección del público y ambiente, y notificarlo a la CNSNS, solicitando la CNLV la autorización respectiva para el reinicio de actividades del almacén ATS.

B. Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos

El permiso de uso del DDRSS es parte integral de las licencias de operación No. CNLV-1/1 y CNLV-2/1 por lo que está sujeto a las mismas condiciones y marco regulador indicados en dichas licencias.

Autorizado para el almacenamiento temporal de los desechos radiactivos sólidos secos compactables y no compactables en contenedores metálicos (cajas o bidones), estibas estables y con arreglos adecuados para facilitar la inspección de los contenedores.

Incorporación del DDRSS al Programa de Monitoreo Ambiental de la CNLV conforme al Informe final de seguridad sección 11.4 A.3.3.2.

El nivel de rapidez de dosis en cualquier punto de la cerca perimetral del almacén DDRSS no debe rebasar 0.25 mrem/h (2.5 μ Sv/h).

Uso de procedimientos aprobados para controlar las actividades de operación, mantenimiento, seguridad física, seguridad radiológica y de las auditorías internas para determinar el cumplimiento de las condiciones de seguridad del almacén y para la protección del público y del ambiente.

Ante cualquier incumplimiento con los puntos indicados anteriormente la CNLV debe parar actividades de operación de la instalación, requerir acciones compensatorias de seguridad radiológica para la protección del público y ambiente y notificarlo a la CNSNS, solicitando la CNLV la autorización respectiva para el reinicio de actividades del almacén DDRSS.



16.3. Actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas en las instalaciones de gestión de desechos radiactivos

La operación, mantenimiento y monitoreo de instalaciones nucleares se especifican en la Licencia de Operación. La CNSNS revisa los procedimientos correspondientes descritos en los documentos de operación de la instalación, su correcta implementación es una condición para emitir el permiso para comenzar a operar.

16.3.1. Actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas en las instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones no energéticas

A .Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

Para los procesos y actividades identificados en la instalación de tratamiento de desechos radiactivos, se establecieron procedimientos de operación y de emergencia como parte del Sistema de Calidad ISO 9001:2015 del ININ. Algunos de estos procedimientos son:

- P.DR(PATRADER)-01 Operación de la instalación.
- P.DR(PATRADER)-02 Atención a emergencias.
- P.DR(PATRADER)-03 Descontaminación de personal.
- P.DR(PATRADER)-04 Mantenimiento de la instalación.
- P.DR(PATRADER)-05 Vigilancia radiológica operacional.
- P.DR(PATRADER)-06 Control de la contaminación.
- P.DR(PATRADER)-10 Descontaminación de equipos y materiales.
- P.DR(PATRADER)-11 Descontaminación de vestuario de protección radiológica.
- P.DR(PATRADER)-12 Descontaminación de superficies.
- P.DR(PATRADER)-15 Recepción de material radiactivo.

- P.DR(PATRADER)-19 Almacenamiento de desechos radiactivos.
- P.DR(PATRADER)-20 Inventario de desechos radiactivos almacenados.
- P.DR(PATRADER)-21 Preparación de remesas.
- P.DR(PATRADER)-24 Dilución y descarga de efluentes acuosos.
- P.DR(PATRADER)-27 Tratamiento de sólidos compactables.
- P.DR(PATRADER)-29 Eliminación de sólidos decaídos.
- P.DR(PATRADER)-30 Almacenamiento transitorio de fuentes selladas.
- P.DR(PATRADER)-31 Acondicionamiento de fuentes selladas gastadas.
- P.DR-36 Formación de lotes de desechos radiactivos líquidos.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

Para los procesos identificados en la instalación y actividades, se estableció un Sistema de Gestión, que como parte del Sistema de Gestión de Calidad ISO 9001:2015 del ININ, se aplican en el CADER. Los procedimientos de los procesos son los siguientes:

- (P.DR(CADER)-01) Recepción y almacenamiento de desechos radiactivos.
- (P.DR(CADER)-02) Manejo de desechos radiactivos.
- (P.DR(CADER)-03) Uso de maquinaria y equipo.
- (P.DR(CADER)-05) Uso de equipo de protección personal.
- (P.DR(CADER)-06) Almacenamiento de desechos radiactivos.
- (P.DR(CADER)-07) Inventario de desechos radiactivos.
- (P.DR(CADER)-09) Operación.
- (P.DR(CADER)-10) Emergencias.
- (P.DR(CADER)-11) Mantenimiento.



- (P.DR(CADER)-12) Vigilancia radiológica operacional.

C. Sitio de disposición La Piedrera

Para los procesos y actividades identificados en la instalación, el Sistema de Gestión de Calidad ISO 9001:2015 del ININ, se aplica en La Piedrera, los procedimientos de los procesos son los siguientes:

Inspección del sitio de confinamiento de “La Piedrera” (P.DR(LP)-01). Los resultados de las actividades de evaluación se informan a los niveles jerárquicos correspondientes y se utilizan para efectuar evaluaciones de seguridad a largo plazo.

D. Sitio de disposición Peña Blanca

Para los procesos y actividades identificados en la instalación, el Sistema de Gestión de Calidad ISO 9001:2015 del ININ, se aplica en Peña Blanca, los procedimientos de los procesos son los siguientes:

Inspección del sitio de confinamiento de Peña Blanca (P.DR(PB)-01). Los resultados de las actividades de evaluación se informan a los niveles jerárquicos correspondientes y se utilizan para efectuar evaluaciones de seguridad a largo plazo.

16.3.2. Actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas en las instalaciones de gestión de desechos radiactivos generados en aplicaciones energéticas

Para las actividades de operación de los almacenes ATS y DDRSS se aplican controles administrativos, programa de mantenimiento (preventivo y correctivo), pruebas, inspecciones y vigilancias periódicas por parte de las áreas de operación de desechos radiactivos, protección radiológica, seguridad física y seguridad industrial, para asegurar el buen funcionamiento de las Estructuras, Sistemas o Componentes durante el tiempo que permanezcan almacenados los desechos radiactivos hasta su retiro para su tratamiento y/o disposición final.

En la CNLV semanalmente se realizan recorridos en campo por parte del personal de operación y protección radiológica, identificando oportunamente cualquier mal funcionamiento o condición de degradación de las ESC de los almacenes ATS y DDRSS (tableros eléctricos, luminarias, transformadores, equipo de aire acondicionado, equipo de HVAC, equipo de filtración, sistema de monitoreo, estructuras del

edificio, ductos, pintura, rejillas, puertas, sistema contra incendio, sistema de detección de incendio, sistema de monitoreo, CCTV, subestación eléctrica, limpieza del terreno, malla perimetral, entre otros) documentándose en el informe DR-9940 anexos 3 y 4, lo cual deriva en la generación de anomalías para corregir la condición identificada, las cuales son atendidas conforme al proceso de planeación de la Central. Mediante la atención de estas anomalías se asegura que se mantiene la integridad de las ESC, y en consecuencia el cumplimiento de sus funciones de diseño.

Asimismo, personal de protección radiológica realiza recorridos periódicos para monitorear las condiciones radiológicas de las instalaciones del ATS y DDRSS, de acuerdo con el procedimiento PR-6505 “Programa de Monitoreo Rutinario” y bimestralmente se envía el reporte correspondiente a la CNSNS; la verificación de los extintores la realiza mensualmente el personal de Seguridad Industrial, mediante la aplicación del procedimiento CI-9975 “Inspección, Mantenimiento y Recarga de Extintores en edificios de la zona controlada, dos bocas, campamento el farallón y puntos de PERE”; el estado de las instalaciones lo verifica semanalmente el personal de operación desechos radiactivos de acuerdo al informe DR-9940 “Almacenamiento Temporal en Sitio y verificación de operatividad de los almacenes”.

Por lo anterior, la funcionalidad de los equipos, así como el cumplimiento con rondines y requisitos de seguridad industrial y protección radiológica, se garantiza el cumpliendo con las funciones de diseño y condiciones de uso establecidas por la CNSNS para la operación de los almacenes ATS y DDRSS.

Los procedimientos de operación y de gestión de desechos radiactivos incluyen las actividades de segregación, tratamiento, acondicionamiento, caracterización y almacenamiento. Así como controles administrativos y operativos para la minimización de los desechos radiactivos aplicados por las diferentes áreas de la CNLV, sustentando la operación segura de las de las instalaciones del ATS y DDRSS. A continuación, se listan los procedimientos aplicables, sin ser limitativo a:

Procedimientos genéricos de mantenimiento mecánico:

- MG-4900 Alineación en coples (bombas).
- MG4901 Medición de vibraciones (bombas).



- MG-4904 Lubricación de equipo.
- MG-4914 Alineamiento de poleas y tensado de bandas (ventiladores).
- MP-3976 Ventiladores centrífugos accionados por bandas.
- MO-4300 Empaquetado de válvulas.
- MO-4313 Mantenimiento a válvulas.
- MO-4327 Torque de embridamientos.

Procedimientos específicos, mantenimiento instrumentación:

- 2-MI-9822 Mantenimiento preventivo, correctivo y/o calibración de la instrumentación y controles del almacén temporal en sitio (ATS) de la CLV.

Procedimientos genéricos, mantenimiento eléctrico:

- MP-3664 Arrancadores no críticos de 480 vca.
- MP-3629 Iluminación de respaldo.
- MP-3756 Motores horizontales de inducción de 480 vca.
- MP-3661 Tableros no críticos de 480 vca.
- MP-3906 Centro de control de motores, tableros de control de ca.
- MPE-019 Mantenimiento y calibración de interruptores de caja moldeada.
- MME-001 Mantenimiento y calibración de voltímetros de ca y cd.
- MME-002 Mantenimiento y calibración de amperímetros de ca y cd.

Procedimientos específicos de seguridad industrial:

- 2-CI-9965 Funcionamiento de la bomba M23J-P-001 y alineamiento de las válvulas del sistema de protección contra incendio del almacén de desechos radiactivos de medio y bajo nivel (ATS).
- 2-CI-9966 Verificación del nivel del tanque de almacenamiento de combustible y funcionamiento de la bomba operada con motor diésel (1-FP-P-002) del sistema de protección

contra incendio del almacén de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).

- CI-9967 Verificación del alineamiento de las válvulas automáticas del sistema de aspersión de agua contra incendio del almacén temporal de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).
- CI-9968 Verificación del volumen de agua del tanque de almacenamiento del sistema contra incendio del almacén temporal de desechos radiactivos de medio nivel (ATS).
- CI-9963 Inspección y pruebas de sistemas contra incendio de alarma/ alarma extinción.

Procedimientos genéricos operacionales de protección radiológica:

- PAP-05 Control de actividades de operación.
- PR-6500 Inspecciones radiológicas en la CNLV.
- PR-6505 Programa de monitoreo rutinario.
- PR-6506 Control de la contaminación.
- PR-6735 Clasificación de desechos radiactivos.
- PR-6725 Procesamiento de los residuos generados en áreas restringidas de la CNLV.
- PR-6784 Almacenamiento de materiales y residuos con material radiactivo y desechos activos secos.
- PR-6781 Aplicación de los criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo.
- PASGO-12 Gestión de desechos radiactivos de la CNLV.
- PAG-33 Programa de minimización de desechos radiactivos.

PAG-30 Control administrativo de efluentes, desechos radiactivos sólidos y su impacto ambiental.

Procedimientos específicos operacionales de desechos radiactivos.

- DR-9948 Operación de los sistemas auxiliares del almacén temporal en sitio.
- DR-9940 Almacenamiento temporal en sitio y verificación de operatividad de los almacenes.



- ITPCP Instructivo técnico para programa de control de proceso.

Procedimientos específicos operacionales del grupo químico:

- QR-8370 Muestreo radiactivo.
- QR-8372 Preparación de muestras para conteo.
- QR-8388 Control y análisis de actividad en desechos sólidos húmedos.

Procedimientos específicos operacionales de maniobras:

- MG-4946 Instrucciones generales para la operación de grúas viajeras de la CNLV.
- MG-4937 Maniobras con groas telescópicas y traslado de montacargas, camión grúa y tracto camión.
- MG-4909 Procedimiento para efectuar maniobras de izaje en la CNLV.

Normativa nuclear mexicana:

- NOM-008-NUCL-2011, Control de la contaminación radiactiva.
- NOM-018-NUCL-1995, Métodos para determinar la concentración de actividad y actividad total en los bultos de desechos radiactivos.
- NOM-004-NUCL-2013, Clasificación de los desechos radiactivos.
- NOM-028-NUCL-2009, Manejo de desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que utilizan fuentes abiertas.
- NOM-035-NUCL-2013, Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo.
- NOM-036-NUCL-2001, Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos.
- NOM-019-NUCL-1995, Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento definitivo cerca de la superficie.

16.4. Servicios de ingeniería y de apoyo técnico de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos

La CNSNS inspecciona y supervisa la calificación del personal para instalaciones nucleares, incluidas las instalaciones de gestión de desechos radiactivos. Tiene la competencia para intervenir si determina que la falta de soporte técnico o de ingeniería impacta en la seguridad de la instalación.

16.4.1 Instalaciones de gestión de desechos radiactivos de aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

La PATRADER cuenta con diversos servicios de ingeniería y apoyo técnico, que son proporcionados por el personal del departamento de desechos radiactivos y de otras áreas del ININ. En general tienen cubiertas las siguientes necesidades:

- Mantenimiento y obras.
- Ingeniería de diseño y construcción.
- Seguridad industrial y protección civil.
- Servicio médico.
- Salvaguardias y protocolo adicional.
- Garantía de calidad.
- Seguridad y protección radiológica.
- Seguridad física.
- Vigilancia radiológica ambiental.
- Dosimetría personal.
- Tecnología de la información.
- Caracterización de desechos radiactivos.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

El CADER cuenta con diversos servicios de ingeniería y apoyo técnico, que son proporcionados por el personal del departamento de desechos radiactivos y de otras áreas del ININ. En general tienen cubiertas las siguientes necesidades:

- Mantenimiento y obras.



- Ingeniería de diseño y construcción.
- Seguridad industrial y protección civil.
- Servicio médico.
- Salvaguardias y protocolo adicional.
- Garantía de calidad.
- Seguridad y protección radiológica.
- Seguridad física.
- Vigilancia radiológica ambiental.
- Dosimetría personal.
- Tecnología de la información.

C. Sitio de disposición La Piedrera

La Piedrera, al igual que las instalaciones anteriores, cuenta con servicios de ingeniería y apoyo técnico, por parte del personal del ININ. Por las características del sitio, solo se utilizan los servicios de:

- Mantenimiento y obras.
- Garantía de calidad.
- Seguridad y protección radiológica.
- Vigilancia radiológica ambiental.
- Dosimetría personal.
- Contratación de servicios de terceros.

D. Sitio de disposición Peña Blanca

El sitio Peña Blanca cuenta con servicios de ingeniería y apoyo técnico, por parte del personal del ININ. Por las características del sitio, solo se utilizan los servicios de:

- Mantenimiento y obras.
- Garantía de calidad.
- Seguridad y protección radiológica.
- Vigilancia radiológica ambiental.
- Dosimetría personal.

16.4.2. Instalaciones de gestión de desechos radiactivos de aplicaciones energéticas

Los almacenes ATS y DDRSS cuentan con diversos servicios de ingeniería y apoyo técnico, que son evaluados y aprobados por el personal técnico del departamento de Ingeniería de Diseño y proporcionadas por las diferentes áreas de la CNLV. En general tienen cubiertas las siguientes necesidades:

- Mantenimiento y obras.
- Ingeniería de diseño y construcción.
- Seguridad industrial y protección civil.
- Salvaguardias y protocolo adicional.
- Garantía de calidad.
- Licenciamiento.
- Seguridad y protección radiológica.
- Seguridad física.
- Seguridad Industrial.
- Monitoreo radiológico ambiental.
- Dosimetría personal.
- Caracterización de desechos radiactivos.

16.5. Procedimientos para la caracterización y segregación de los desechos radiactivos

16.5.1. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

La PATRADER, para el proceso de caracterización de desechos cuenta con un laboratorio especializado en la caracterización de desechos, en donde se realiza el análisis químico y radiológico de desechos líquidos. Para esta actividad se tienen procedimientos con metodologías de muestreo y medición autorizados por el Órgano Regulador.

Adicionalmente, se tiene un Sistema Caracterizador de Desechos Radiactivos el cual es utilizado para la caracterización de los desechos sólidos. Con respecto a la segregación de desechos, esta se



efectúa con procedimientos autorizados por la CNSNS.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivo

No aplica.

C. Sitio de disposición La Piedrera

No aplica.

D. Sitio de disposición Peña Blanca

No aplica.

16.5.2 Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones energéticas

El proceso de caracterización de los desechos radiactivos consiste en determinar las propiedades químicas, físicas y radiológicas de estos desechos, para el caso de los desechos radiactivos sólidos húmedos el proceso consiste en la toma de una muestra representativa por cada lote que se genere en la Central Nuclear Laguna Verde, estas muestras son analizadas por el área química para determinar sus propiedades ya mencionadas, en la CNLV únicamente son determinados los emisores gamma, lo anterior se realiza aplicando los procedimientos: QR-8370 "Muestreo radiactivo", QR-8372 "Preparación de muestras para conteo", QR-8388 "Control y análisis de actividad en desechos sólidos húmedos" e ITPCP "Instructivo Técnico para programa de Control de Proceso"; para la determinación de la concentración de actividad de los emisores de difícil medición como son los emisores alfa y betas puros, se envían muestras representativas de los lotes a un laboratorio en el extranjero, de esta forma se completa la caracterización radiológica.

Con los resultados de la concentración de actividad de los emisores alfa y beta puros, se obtienen factores de escalamiento, los cuales se aplican al resto de la población de los lotes y se realiza la clasificación de los bultos con desechos sólidos húmedos a través del procedimiento PR-6735 "Clasificación de Desechos Radiactivos", determinando si son desechos de nivel bajo clase A, B, C o de nivel Intermedio.

En el proceso de caracterización de los desechos radiactivos sólidos secos, las propiedades químicas y físicas se determinan durante las actividades de la segregación de los desechos, aplicando los procedimientos PR-6725 "Procesamiento de los residuos generados en áreas restringidas de la

CNLV" e instructivo ITPCP. Para las propiedades radiológicas, se emplea un equipo caracterizador de desechos radiactivos, con el cual se obtiene los emisores gamma que se encuentran en este tipo de desechos, para la determinación de los emisores alfa y beta puros se aplican los mismos factores de escalamiento empleados en la caracterización de los desechos sólidos húmedos, utilizando el procedimiento PR-6735, determinando si son desechos de nivel bajo clase A, B, C o de nivel Intermedio.

16.6. Comunicación de incidentes significativos al Órgano Regulador

En el Título Noveno, Capítulo I del Reglamento General de Seguridad Radiológica se establecen los informes que se deben rendir al Órgano Regulador en caso de accidente radiológico, a saber:

Artículo 175.- El permisionario, el encargado de seguridad radiológica o el personal ocupacionalmente expuesto, deberá poner de inmediato en conocimiento de la CNSNS todo accidente radiológico, independientemente de los avisos que deban darse a otras dependencias.

Artículo 176.- El permisionario deberá entregar a la CNSNS en las siguientes 24 horas un informe por escrito del accidente radiológico.

Artículo 177.- El informe a que se refiere el artículo anterior, contendrá:

- I. Descripción del accidente ocurrido;
- II. Causas probables del mismo;
- III. Fuentes de radiación involucradas y en su caso, cantidad y forma física y química del material radiactivo liberado al ambiente;
- IV. Acciones inmediatas que se tomaron y personas que intervinieron en ellas;
- V. Estimación del equivalente de dosis recibido por el personal ocupacionalmente expuesto;
- VI. Estimación del equivalente de dosis recibido por miembros del público que resultaron expuestos;
- VII. Datos de las personas involucradas en el accidente, tales como: Nombre, domicilio, teléfono, sexo, fecha de nacimiento, ocupación, número de afiliación del IMSS o del ISSSTE y, relación con el permisionario, y



VIII. La firma del permisionario y del encargado de seguridad radiológica al margen de cada una de sus hojas y al calce de la última.

Artículo 178.- El permisionario en los 15 días hábiles posteriores a la entrega del informe a que se refiere el Artículo 176 entregará por escrito a la CNSNS un informe que contenga:

I. Descripción del accidente, magnitud del mismo y causas específicas que lo motivaron;

II. Descripción, marca, modelo, número de serie y forma física y química de las fuentes de radiación involucradas y, en su caso, la cantidad liberada al ambiente de material radiactivo;

III. Acciones que se tomaron para el manejo del accidente, personas que las llevaron al cabo y cálculo del equivalente de dosis recibido por las mismas;

IV. Medidas que se han tomado para evitar que el accidente se repita;

V. Cálculo del equivalente de dosis efectivo recibido por el personal ocupacionalmente expuesto debido al accidente;

VI. Cálculo del equivalente de dosis efectivo recibido por miembros del público que resultaron expuestos debido al accidente;

VII. Los datos a que se refiere la fracción VII del artículo anterior;

VIII. La firma del permisionario y del encargado de seguridad radiológica en los términos de la fracción VIII del artículo anterior, y

IX. Anexar en su caso, copia del acta levantada ante el Ministerio Público con motivo del accidente.

Artículo 179.- El permisionario proporcionará a la CNSNS la información adicional que se le requiera en relación con el accidente ocurrido.

16.6.1. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

La notificación al Órgano Regulador de incidentes significativos para la seguridad se realiza dependiendo de la categoría del incidente. La notificación puede ser vía telefónica y/o por

escrito expedito o mediante informes anuales de actividades.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

La notificación de incidentes significativos para la seguridad se realiza conforme al procedimiento de respuesta a emergencias y a las condiciones de licenciamiento. En estos casos, a partir de la categoría 2 de emergencias, la alerta y notificación puede ser vía telefónica y/o por escrito en informes enviados al Órgano Regulador de forma inmediata o en el informe anual de actividades relevantes.

C. Sitio de disposición La Piedrera

La notificación de incidentes significativos para la seguridad se realiza conforme al procedimiento de respuesta a emergencias. En estos casos, a partir de la categoría 2 de emergencias, la alerta y notificación puede ser vía telefónica y/o por escrito en informes enviados a la CNSNS de forma inmediata o en el informe anual de actividades relevantes.

D. Sitio de Disposición Peña Blanca

La notificación de incidentes significativos para la seguridad se realiza conforme al procedimiento de respuesta a emergencias. En estos casos, a partir de la categoría 2 de emergencias, la alerta y notificación puede ser vía telefónica y/o por escrito en informes enviados al Órgano Regulador de forma inmediata o en el informe anual de actividades relevantes.

16.6.2. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones energéticas

En la Central Nuclear Laguna Verde todos los incidentes significativos o no significativos relacionados con la gestión de los desechos radiactivos, autorización de uso y operación de los almacenes temporales ATS y DDRSS son notificados a la CNSNS, documentándose el evento mediante los procesos previamente establecidos en la CNLV (informe de eventos nucleares reportables, hallazgos o reportes de condición) para su corrección y atención inmediata y evitar que se presenten eventos futuros similares.

Adicionalmente la CNLV dispone de planes de seguridad física, radiológica e industrial para la atención de los incidentes que se presenten durante la gestión y operación de los almacenes temporales ATS y DDRSS.



16.7. Programas para recopilar y analizar la experiencia operacional

En lo general, la recopilación y el análisis de la experiencia operativa se realizan mediante los informes anuales de seguridad. Esta información es recopilada por la CNSNS.

16.7.1. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

La recopilación y análisis de la experiencia operacional se plasman en la elaboración de informes que son enviados al Jefe del Departamento de Desechos Radiactivos y a la Gerencia de Seguridad Radiológica. Asimismo, se exponen, analizan y discuten en los cursos de entrenamiento del Personal Ocupacionalmente Expuesto.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

La recopilación y análisis de la experiencia operacional se plasman en la elaboración de informes que son enviados al Jefe del Departamento de Desechos Radiactivos y a la Gerencia de Seguridad Radiológica. Asimismo, se exponen, analizan y discuten en los cursos de entrenamiento del Personal Ocupacionalmente Expuesto.

C. Sitio de disposición La Piedrera

La recopilación y análisis de la experiencia adquirida en el control institucional del sitio es documentada en los registros de los procedimientos de inspección del sitio. Asimismo, se mantiene un resguardo de los registros e informes que son enviados al Órgano Regulador. Estos son de carácter público para todos los ciudadanos.

D. Sitio de Disposición Peña Blanca

La recopilación y análisis de la experiencia adquirida en el control institucional del sitio es documentada en los registros de los procedimientos de inspección del sitio. Asimismo, se mantiene un resguardo de los registros e informes que son enviados al Órgano Regulador. Estos son de carácter público para todos los ciudadanos.

16.7.2. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones energéticas

La recopilación y análisis de la experiencia operacional interna y externa se analiza mediante la Oficina de Evaluación y Experiencia Operacional (EYEO) documentándose mediante el informe correspondiente enviado al Jefe del Departamento de Desechos Radiactivos y a la Jefatura de Seguridad Radiológica para su evaluación y aplicación en la Central Nuclear Laguna Verde, tomándose las acciones inmediatas para su implementación en los procedimientos, procesos y difusión con el POE.

16.8. Planes para la clausura de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos

16.8.1. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones no energéticas

A. Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos

El plan de clausura de la instalación forma parte del informe de seguridad de esta y es revisado periódicamente, incorporando información y experiencia obtenida durante la operación de la instalación. Cuando se pretenda clausurar la instalación, se elaborará un plan detallado que será enviado para la revisión y autorización de la CNSNS. Éste debe establecer los lineamientos generales y específicos que se tendrán que cumplir.

B. Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos

El plan de clausura de la instalación forma parte del informe de seguridad de esta y es revisado periódicamente, incorporando información y experiencia obtenida durante la operación de la instalación. Cabe señalar, que el CADER sólo puede dejar de operar cuando exista otra instalación para el almacenamiento o disposición de desechos radiactivos en el país.

16.8.2. Instalaciones de gestión de desechos de aplicaciones energéticas

El plan de clausura de las instalaciones del ATS y DDRSS forman parte del informe final de seguridad (FSAR) en su sección 11.4 A.6, cumpliendo con lo establecido en la normativa 10 CFR 20 parte E y usando los límites presentados en la tabla I "Niveles Aceptables de Contaminación de Superficies" de la guía reguladora de plantas nucleares 1.8 y cuando se pretenda clausurar la instalación, se elaborará



un plan detallado que será enviado para la revisión y autorización de la CNSNS estableciendo los lineamientos generales y específicos que se tendrán que cumplir. Cabe señalar que el ATS sólo puede dejar de operar cuando exista otra instalación para el almacenamiento o disposición de desechos radiactivos en el país.

16.9. Planes para el cierre de instalaciones de disposición final

El Estado Mexicano no cuenta con sitios de disposición final de desechos radiactivos en operación. Sin embargo, la legislación vigente contempla que los operadores de instalaciones radiactivas consideren las opciones conducentes para el cierre seguro y, en caso de ser necesario, de remediación de dichas instalaciones.

Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo expuesto en cada uno de los apartados anteriores, se considera que la legislación vigente permite asegurar que los operadores de las instalaciones de gestión de desechos radiactivos cumplen con lo establecido en el artículo 16 de la Convención Conjunta.

Asimismo, contempla que los operadores de instalaciones radiactivas consideren las opciones conducentes para el cierre seguro y, en caso de ser

necesario, de remediación, de dichas instalaciones. Estas actividades tendrán que ser reguladas y supervisadas, caso por caso, por la CNSNS.

Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que después del cierre de una instalación para la disposición final de los desechos radiactivos:

- i) Se preserven los registros de la ubicación, diseño e inventario de esa instalación que exija el Órgano Regulador;
- ii) Se efectúen controles institucionales activos o pasivos, como medidas de vigilancia radiológica o restricciones del acceso, en caso necesario; y
- iii) Si durante cualquier periodo de control institucional activo se detecta una emisión no planificada de materiales radiactivos al medio ambiente, se apliquen medidas de intervención, en caso necesario.

Por el momento, México no cuenta con sitios de disposición final de desechos radiactivos en operación.





SECCIÓN

MOVIMIENTOS TRANSFRONTERIZOS

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el artículo 27 (movimientos transfronterizos)

Artículo 27. Movimientos transfronterizos

1. Cada Parte Contratante que intervenga en movimientos transfronterizos adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho movimiento se lleve a cabo de manera compatible con las disposiciones de esta Convención y los instrumentos internacionales vinculantes pertinentes.

Con este fin:

- i) Una Parte Contratante que sea el Estado de origen adoptará las medidas pertinentes para asegurar que el movimiento transfronterizo se autorice y tenga lugar únicamente con la notificación y consentimiento previos del Estado de destino;
- ii) El movimiento transfronterizo a través de los Estados de tránsito estará sujeto a las obligaciones internacionales relacionadas con las modalidades particulares de transporte que se utilicen;

iii) Una Parte Contratante que sea el Estado de destino consentirá un movimiento transfronterizo únicamente si posee la capacidad administrativa y técnica, así como la estructura regulatoria necesarias para gestionar el combustible gastado o los desechos radiactivos de manera compatible con esta Convención;

iv) Una Parte Contratante que sea el Estado de origen autorizará un movimiento transfronterizo únicamente si puede comprobar que, de acuerdo con el consentimiento del Estado de destino, se cumplen los requisitos del apartado iii) antes de proceder al movimiento transfronterizo;

v) Si un movimiento transfronterizo no se lleva o no puede llevarse a cabo de conformidad con el presente artículo, la Parte Contratante que sea el Estado de origen adoptará las medidas adecuadas para permitir la readmisión en su territorio, a menos que pueda concertarse un arreglo alternativo seguro.

2. Las Partes Contratantes no otorgarán licencia de expedición de su combustible gastado o de sus desechos radiactivos a un lugar de destino al sur de los 60 grados de latitud Sur para su almacenamiento o disposición final.

3. Ninguna de las disposiciones de esta Convención prejuzga o afecta:

- i) El ejercicio de los derechos y libertades de navegación marítima, fluvial y aérea que, según se estipula en el derecho internacional, corresponde a los buques y aeronaves de todos los Estados;
- ii) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporten desechos radiactivos para su procesamiento a devolver, o adoptar disposiciones para devolver al Estado de origen los desechos radiactivos y otros productos después de su procesamiento;
- iii) El derecho de una Parte Contratante de exportar su combustible gastado para su reprocesamiento;



iv) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporte combustible gastado para reprocesamiento a devolver, o a adoptar las disposiciones para devolver al Estado de origen desechos radiactivos y otros productos derivados de las actividades de reprocesamiento.

El 4 de abril de 1988, México firmó la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares, misma que entró en vigor en territorio nacional el 4 de mayo de 1988 y cuya enmienda abarca la seguridad física de las instalaciones nucleares y de los materiales nucleares durante su transporte. Este documento es de particular importancia para el caso del movimiento transfronterizo de combustible gastado y desechos de nivel alto.

En abril de 2010 se iniciaron los preparativos y diversas actividades administrativas para la sustitución de elementos combustibles de alto enriquecimiento por aquellos de bajo enriquecimiento, entre México y los Estados Unidos de América, en el reactor TRIGA Mark III, con la intervención del OIEA. México entregó los siguientes elementos:

Combustible gastado:

- 26 elementos standard con enriquecimiento del 70%, 7.111 kg de U-235.
- 3 barras de control.

Combustible fresco:

- 22 elementos standard.
- 3 elementos instrumentados.
- 3 barras de control.

En total se enviaron 57 elementos combustibles. Este movimiento se realizó como parte de un esfuerzo conjunto entre el OIEA, los Estados Unidos de América y México para convertir el reactor de investigación TRIGA Mark III en uno de combustible con bajo grado de enriquecimiento (máximo 20% de U-235). Como combustible de bajo enriquecimiento, México recibió 125 elementos con un enriquecimiento de 19.75 de U-235.

Debido a que en México no existen empresas fabricantes de fuentes selladas ni de combustible nuclear, las importaciones de material nuclear se limitan al combustible nuclear nuevo para la CNLV y materiales radiactivos para su uso en diversas aplicaciones no energéticas.

El RGSR indica que las fuentes selladas en desuso solamente podrán tener 2 rutas para su gestión final, siendo estas rutas su envío a una instalación para su disposición (dado que no se cuenta con una instalación autorizada para estas actividades, en la actualidad se envían para almacenamiento al CADER), o bien, su exportación, previa autorización.

Para el caso del envío al extranjero de fuentes selladas en desuso de categoría 1, una vez otorgada la autorización de exportación correspondiente, el permisionario debe solicitar una autorización de expedición para el transporte del material radiactivo hacia la aduana de salida. Por otra parte, una vez expedida la autorización de expedición, para remesas categoría 1, el interesado debe solicitar al Estado Mexicano, a través de la CNSNS, su custodia durante el transporte.

Para la solicitud de autorización de expedición, cuyo fundamento se encuentra en el RTSMR, se debe acreditar que la embarcación a utilizar, por su diseño o debido a un régimen especial de flete, solo se usa para transportar material radiactivo. También se debe presentar a la CNSNS el nombre y número de registro asignado al encargado de seguridad radiológica; la descripción del contenido radiactivo y tipo de bulto para el transporte; copia del certificado de diseño del bulto para transporte del material radiactivo en forma especial y del bulto que se utilizará; descripción de los controles para la preparación, carga, transporte, estiba, descarga y manipulación de la remesa; modalidad de transporte; tipo de unidad de transporte y ruta prevista; plan de seguridad física; análisis de riesgos y plan de emergencia; país expedidor o receptor en caso de transportes internacionales; seguro de responsabilidad civil para garantizar el pago de posibles daños.

En caso de transporte internacional, se debe entregar la aprobación multilateral de acuerdo con los tratados y convenios aplicables. Las unidades de transporte de sustancias fisionables u otros materiales radiactivos deben contar al menos con medios de detección de acceso a personas no autorizadas, sistemas o dispositivos de comunicaciones de dos vías, sistemas de posicionamiento global u otros medios disponibles para dicho propósito, sobreenvases y medios de sujeción que retarden cualquier intento de retiro no autorizado y planes de seguridad física y de emergencias. El plan de seguridad física debe prever la acción de una fuerza de respuesta suficiente para afrontar las amenazas a que se vea sometido el material, incluyendo la amenaza base de diseño.



Previo a la emisión de las Autorizaciones de Expedición correspondientes, la CNSNS podrá requerir con base en las características radiológicas del material radiactivo de que se trate, la contratación de un seguro con institución autorizada para ello, que ampare los daños y perjuicios que pudieran ocasionarse a terceros en sus bienes y personas, en caso de accidente durante el transporte de dichos materiales. La cobertura se determinará considerando el riesgo que impliquen las características radiológicas de los materiales radiactivos que formen parte de la remesa específica que se pretenda transportar, conforme a la normativa correspondiente.

Por otro lado, con relación a la autorización de exportación, de acuerdo a lo establecido por el RGSR, el permisionario debe presentar ante la CNSNS el número de autorización, permiso o licencia que ampara la posesión del material radiactivo a exportar; las características de los radioisótopos, su actividad, forma física y química; las especificaciones del equipo que contiene el material; aduana por donde se pretende efectuar la exportación; nombre, dirección y teléfono del destinatario; plan de seguridad física y radiológica; original de la autorización de transporte de material radiactivo y copia del pedimento de exportación. Una vez otorgada esta autorización, que tiene una vigencia de 6 meses a partir de su emisión, se le

requiere al permisionario notificar a la CNSNS, dentro de un plazo de 5 días hábiles posteriores a la realización de la exportación, que ésta ha sido llevada a cabo.

El permisionario está obligado a notificar, con al menos siete días previos al envío, a las autoridades competentes de otros países, a través de los cuales se transportará el material radiactivo, la expedición de las remesas que consistan en bultos tipo B(U) o tipo C que contengan materiales radiactivos con actividad superior a 3×10^3 A1, o a 3×10^3 A2, según proceda, o a 1000 (tanto A1 como A2 especificados en el RTMR), bultos tipo B(M) y las que se efectúen en virtud de arreglos especiales.

A la fecha de corte del presente informe, no se ha realizado el movimiento transfronterizo de fuentes selladas bajo la figura de repatriación. No obstante, en la medida de lo posible, México incentiva el retorno de las fuentes selladas en desuso al país de origen.

Valoración del cumplimiento

México cumple con los acuerdos de movimientos transfronterizos derivados de las convenciones internacionales firmados a nivel binacional o multinacional.





FUENTES SELLADAS EN DESUSO

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el artículo 28 (Fuentes selladas en desuso).

Artículo 28. Fuentes selladas en desuso

1. Cada Parte Contratante adoptará, en el marco de su legislación nacional, las medidas adecuadas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final de fuentes selladas en desuso tenga lugar de manera segura.

2. Las Partes Contratantes permitirán la readmisión en su territorio de las fuentes selladas en desuso si, en el marco de sus leyes nacionales, han aceptado su devolución a un fabricante autorizado para recibir y poseer las fuentes selladas en desuso.

28.1 Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final tienen lugar de manera segura

El Estado Mexicano no cuenta, de manera explícita, con una estrategia nacional de gestión de fuentes selladas en desuso. Sin embargo, a través de la CNSNS mantiene el control estricto de las fuentes por medio de su control regulatorio. Este control considera las diferentes responsabilidades legales de todas las partes involucradas: fabricantes, suministradores, propietarios y usuarios de las

fuentes durante toda la vida útil del material radiactivo.

En general, el uso de fuentes selladas de radiación está regulado por el Reglamento General de Seguridad Radiológica y sus normas correspondientes. La reglamentación de protección radiológica requiere la minimización de desechos radiactivos, por lo que las fuentes selladas en desuso deben, en la medida de lo posible, regresarse a su país de origen, reusarse en una actividad igual para la que fue concebida, reciclarse en alguna actividad distinta o gestionarse como un desecho radiactivo. Las fuentes selladas en desuso que no sean exportadas bajo lo descrito en la sección I, deben ser entregadas en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, donde se acondicionan en la PATRADER para ser entregadas al Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos, lugar donde se almacenan de forma temporal hasta que se cuente en el país con un sitio de disposición. Por lo pronto no se cuenta con la tecnología en territorio mexicano para la remanufactura de fuentes selladas.

En lo particular, la legislación nacional referente a la gestión de las fuentes selladas en desuso se encuentra fundamentada en el artículo II del Reglamento General de Seguridad Radiológica. En este artículo se establece que todas las prácticas que involucran materiales radiactivos como la investigación, la medicina y la industria, están sujetas a licenciamiento por el Órgano Regulador con la intención de garantizar la seguridad. Por lo cual, en México, no podrán ser utilizados ni almacenados materiales radiactivos sin autorización expresa del Órgano Regulador. Asimismo, la transferencia de todo material radiactivo en territorio nacional se encuentra sujeta a previa autorización. Cabe mencionar que la norma oficial mexicana: NOM-039-NUCL-2011 "Especificaciones para la exención de prácticas y fuentes adscritas a alguna práctica, que utilizan fuentes de radiación ionizante", de alguna o de todas las condiciones reguladoras, establece las cantidades de material radiactivo exentas del control regulatorio, acorde con las recomendaciones del OIEA.

Tal como fue descrito, las fuentes selladas en desuso que se han catalogado como desecho radiactivo son enviadas a la PATRADER para su



acondicionamiento y posterior envió al CADER para su almacenamiento temporal superficial. En el futuro si se requiere, las fuentes podrán ser recuperadas de los contenedores.

El acondicionamiento consiste en confinar las fuentes en bidones diseñados para tal fin. Dependiendo del radionúclido emisor, las fuentes pueden ser confinadas en cilindros de concreto, de plomo y concreto o de parafina y concreto. Este acondicionamiento cumple con dos funciones de seguridad: a) blindaje de la fuente radiactiva, necesario para su manejo, transporte y almacenamiento; y b) barrera física para reducir el riesgo de manipulación o sustracción. Los concretos utilizados en esta operación cumplen con los requerimientos establecidos en la norma oficial mexicana NOM-019-NUCL-1995 "Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento definitivo cerca de la superficie". En todos los casos, el material que sirve de contención y blindaje se prepara dentro de bidones metálicos de 208 L. La consolidación del contenedor garantiza que los niveles de radiación no rebasen 0.5 mSv/h en la superficie del bidón y 0.05 mSv/h a 1 m de distancia, por lo que en cada caso se calcula el espesor del material utilizado como blindaje.

Los contenedores para fuentes emisores alfa y beta se preparan colocando tubos de policloruro de vinilo (PVC) de 15.2 y 20.3 cm de diámetro dentro del tambor metálico y vaciando concreto alrededor de ellos, tal como se muestra en la figura 3. Para simplificar, en la vista lateral sólo se muestra el tubo central.

FIGURA 3. DIAGRAMA DE UN CONTENEDOR PARA FUENTES EMISORAS ALFA O BETA, CON PESO APROXIMADO DE 250 KG

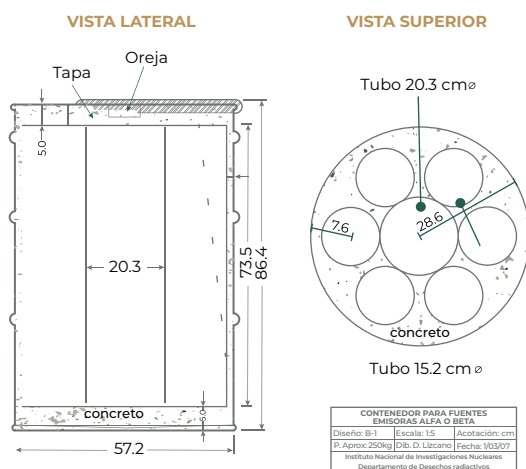
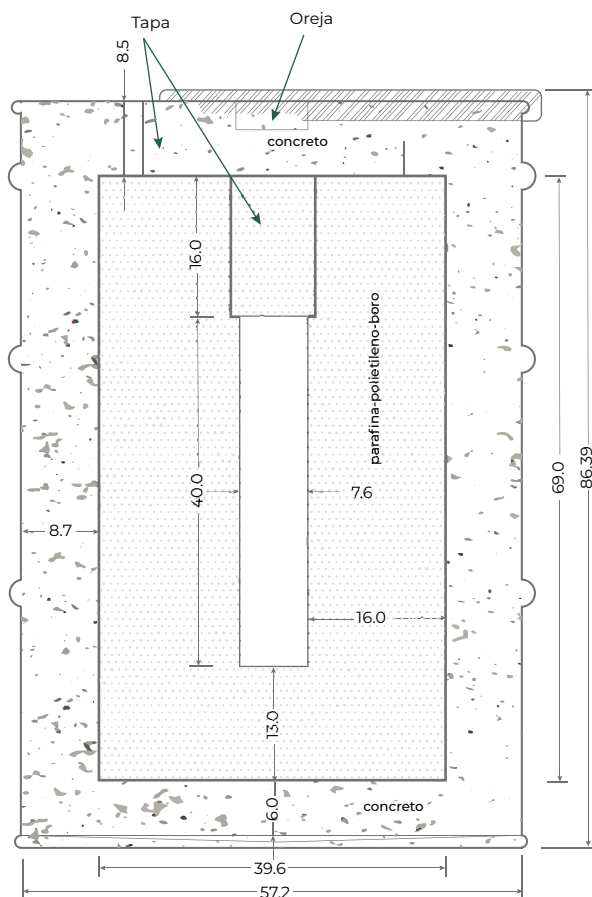


FIGURA 4. DIAGRAMA DE UN CONTENEDOR PARA FUENTES EMISORAS DE NEUTRONES, DE UN PESO APROXIMADO DE 390 KG



Para las fuentes emisores gamma, se tienen dos geometrías de bidones:

- aquellas que contienen radionúclidos como Co-60, Kr-85, Ra-226, y Cs-137, las cuales por la energía de la radiación gamma que emiten y por el número de fuentes que se reciben, requieren de un blindaje mayor, fijado en 8 cm de plomo; y
- aquellas fuentes de radionúclidos como Na-22, Cr-51, Mn-54, Fe-59, Eu-152, que se reciben en menor número y requieren un blindaje mínimo, fijado en 1.5 cm de plomo.

Para el primer caso, se fabrican cilindros de plomo con una sola cavidad como el que se muestra en la figura 5a. En el segundo caso, los cilindros de plomo tienen paredes muy delgadas y hasta siete cavidades (figura 5b), cada una de ella para confinar

diferentes isótopos. El peso total del conjunto cilindro-concreto-bidón es de aproximadamente 810 y 560 kg, respectivamente.

FIGURA 5. DIAGRAMA DE LOS CONTENEDORES PARA CONFINAR FUENTES EMISORAS GAMMA

A) PARA UN SOLO RADIONÚCLIDO

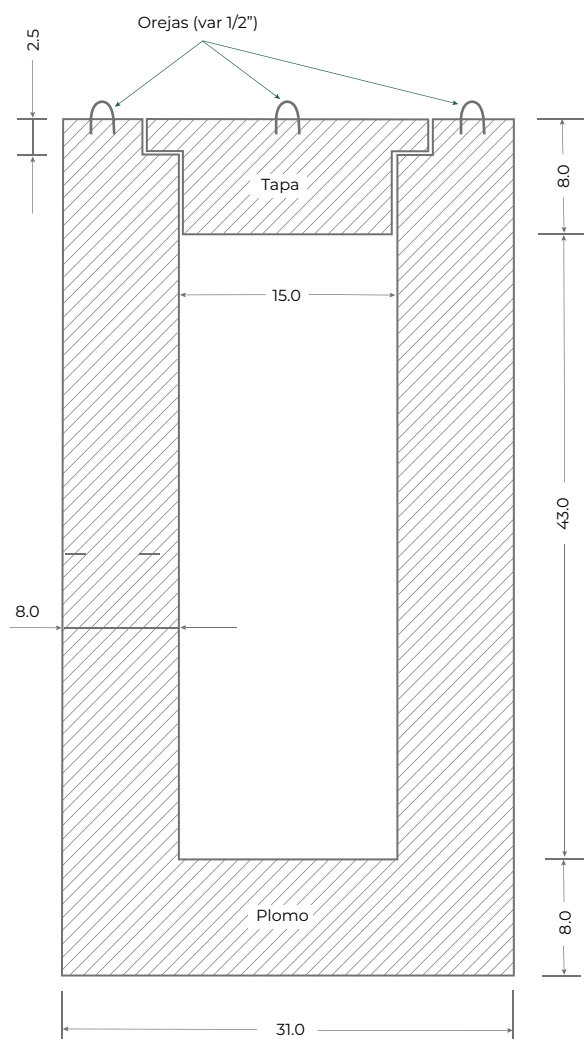
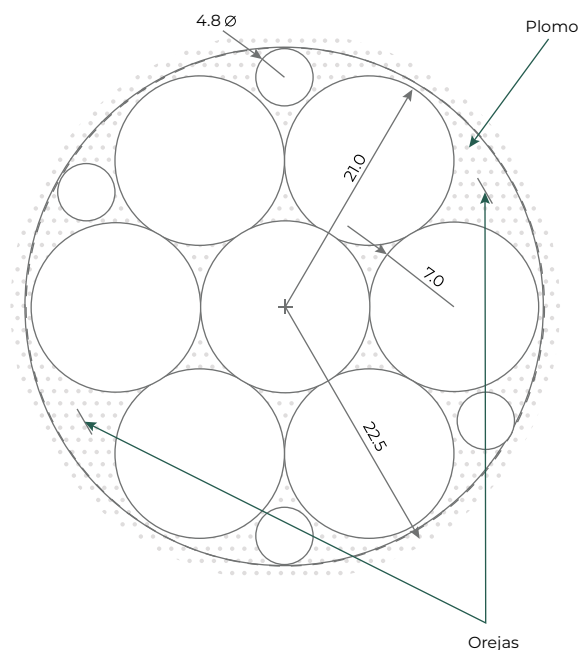


FIGURA 5. DIAGRAMA DE LOS CONTENEDORES PARA CONFINAR FUENTES EMISORAS GAMMA

B) PARA VARIOS RADIONÚCLIDOS



Cabe señalar que en ningún caso se introducen fuentes de diferente radionúclido en un mismo pozo, ni se introducen fuentes emisoras beta en un contenedor con fuentes emisoras alfa. En los casos de fuentes conteniendo radionúclidos emisores alfa o beta, si el número de fuentes de un mismo radionúclido no es suficiente para llenar un contenedor, pueden colocarse fuentes de un solo isótopo en cada pozo. Asimismo, con el objeto de mantener el control de la actividad total de cada contenedor, de cada fuente que se introduce en un contenedor se captura la razón social del generador, marca, número de serie, actividad inicial y fecha de fabricación en un formato de registro específico. Finalmente, los bidones o fuentes acondicionadas son transportados al CADER para su almacenamiento temporal en superficie.

28.2 Readmisión en territorio y devolución a fabricantes

Todavía no hay fabricantes de fuentes radiactivas selladas en México. Por lo tanto, no se ha requerido autorización para el reingreso al territorio mexicano de fuentes selladas en desuso de origen mexicano con el fin de re-manufactura o disposición. Sin embargo, México permitiría la reentrada en su territorio de fuentes selladas en desuso

si las instalaciones autorizadas para fabricar y re manufacturar tales dispositivos existieran en México. Los requisitos previos para dicha importación los establecería la autoridad reguladora mexicana.

En lo que respecta a los países fabricantes de fuentes selladas, éstos tienen programas de repatriación de sus fuentes selladas en desuso. En este sentido, México está abierto a esta opción, tal es el caso del Memorándum de Entendimiento firmado entre los Estados Unidos de América y México en el año 2019. Con este memorándum se tiene contemplado la repatriación de fuentes de teleterapia e irradiadores

de sangre (Co-60 y Cs-137) de Estados Unidos de América y Canadá, así como el retorno de fuentes de transuránicos, principalmente Am-241, Am/Be-241, Cf-152 y Ra-226.

Valoración del cumplimiento

De acuerdo con lo descrito en ambos apartados del artículo 28, se puede establecer que en México se cuentan con las disposiciones legales y operativas adecuadas para asegurar el control de las fuentes selladas en desuso.



ESFUERZOS GENERALES PARA MEJORAR LA SEGURIDAD

Se enuncian a continuación medidas que México ha emprendido o tiene pensado emprender para mejorar la seguridad en la gestión de combustible gastado y en la gestión de desechos radiactivos.

1. Elaboración de una política nacional para la gestión de combustible gastado y desechos radiactivos en el país.

Aunque en el país existe un marco normativo apropiado y un Órgano Regulador nuclear (la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias) que ejerce un control adecuado y seguro sobre la gestión del combustible gastado y los desechos radiactivos, México está consciente de la necesidad de tener un documento de Política Nacional que complemente el sistema de gestión actual con planes para la gestión definitiva a futuro.

Como fue mencionado por México en la 6ª Reunión de Revisión de las Partes Contratantes de la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, el país se encuentra en proceso de elaboración de una Política Nacional.

Una Política Nacional para la gestión de combustible gastado y desechos radiactivos proporcionará el más alto nivel de seguridad para el público, la sociedad y el ambiente, tanto para las generaciones actuales y futuras, y aportará a la población la seguridad de que se están tomando las decisiones adecuadas y se está llevando a cabo la planeación requerida. Asimismo, el documento de Política Nacional que se elabora en México contemplará los siguientes elementos:

- Incorporará una estrategia de gestión para el combustible gastado (CG) y todo tipo de desechos radiactivos (DR) orientada al mediano y largo plazos, incluyendo la disposición final;
- Definirá las responsabilidades de cada una de las entidades del sector nuclear;
- Establecerá las bases para la creación de una organización gestora de CG y DR en el país;
- Determinará los mecanismos para financiar las actividades de gestión a corto y largo plazo de CG y DR;
- Permitirá unificar criterios y establecer las especificaciones y criterios de aceptación para la disposición final de CG y DR, minimizando costos adicionales en el futuro, y
- Permitirá identificar las acciones que requieren de atención inmediata.

La Secretaría de Energía en colaboración con las entidades del sector ha trabajado durante los últimos años en una propuesta de política nacional de gestión de desechos radiactivos. Asimismo, se ha obtenido asesoría de organismos internacionales como el Organismo Internacional de Energía Atómica y la Comisión Europea para este propósito.

2. Proyecto 2012-2015 México-Comisión Europea.

México fue objeto de una evaluación por parte de expertos internacionales en cuanto a su gestión del combustible nuclear gastado (CG) y de los desechos radiactivos (DR) durante el desarrollo de un proyecto de colaboración llevado a cabo con la Comisión



Europea. México solicitó y estableció el proyecto de colaboración con el propósito de analizar el estado actual de las actividades de manejo y de elaborar en conjunto una propuesta de política de gestión de combustible gastado y desechos radiactivos para el país. El proyecto tuvo una duración de más de 3 años, de abril de 2012 a octubre de 2015.

Para ese trabajo, la Comisión Europea seleccionó como consultor a un consorcio que incluyó a ENRESA, entidad encargada de los desechos radiactivos en España; COVRA, organización de desechos radiactivos de Holanda; BELGOPROCESS, responsable de implementar la política de desechos radiactivos en Bélgica; EMPRESARIOS AGRUPADOS, empresa española constructora de instalaciones de desechos; IBERDROLA, constructora española de instalaciones de desechos radiactivos, y WESTINGHOUSE, compañía de ingeniería especializada en el sector nuclear. Por parte de México, el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares coordinó la participación y los trabajos de la Secretaría de Energía, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias y la Central Nuclear de Laguna Verde.

El consorcio europeo llevó a cabo, en primer lugar, una encuesta de información entre las entidades participantes del Gobierno de México para conocer la normativa vigente, el marco organizacional, procesos implementados, procedimientos de operación, instalaciones existentes, mecanismos de financiamiento e inventarios de material existente. Los expertos de este consorcio visitaron y analizaron los procesos que se llevan a cabo en las instalaciones de combustible gastado y desechos radiactivos de la CNLV y del ININ.

En la CNLV se visitaron los almacenes temporales de desechos radiactivos húmedos de bajo nivel y de sólidos secos, los almacenes de materiales contaminados susceptibles de ser descontaminados y las albercas de combustible gastado de los reactores. Las instalaciones del ININ visitadas incluyeron la planta de tratamiento de desechos radiactivos y el centro de almacenamiento de desechos radiactivos localizado en Maquixco, Estado de México. El proyecto se desarrolló con un programa de trabajo ambicioso que se dividió en 3 partes principales de investigación y evaluación.

En la primera parte llamada de “Política Nacional de gestión de CG y DR en México” se analizaron, evaluaron y proporcionaron observaciones y comentarios sobre los siguientes temas:

- Evaluación detallada del marco legal.

- Análisis de la estructura orgánica para la gestión de CG y DR en el país.
- Comparación con las actividades de gestión de CG y DR en distintos países europeos.
- Consideraciones ambientales.
- Participación pública.

En la segunda etapa, llamada “Plan estratégico para la implementación de la política nacional”, se evaluaron los siguientes temas:

- Legislación requerida.
- Análisis del inventario nacional de CG y DR.
- Necesidad de una organización gestora de CG y DR en el país.
- Financiamiento de las actividades de gestión de CG y DR.
- Caracterización, clasificación y sistema de registro de DR.
- Tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de DR.
- Criterios de aceptación de DR.
- Transporte de CG y DR y criterios de aceptación de transporte.
- Aspectos estratégicos de desmantelamiento y gestión de los desechos resultantes.

- Almacenamiento de CG.
- Opciones de disposición final de CG y DR.

- Involucramiento del público local y la sociedad en las decisiones de gestión de CG y DR.

La tercera etapa se llamó “Estrategia de optimización de la gestión de CG y DR en la CNLV” e incluyó evaluaciones sobre los siguientes asuntos:

- Análisis de la estrategia de gestión actual de CG y DR en la CNLV.
- Generación de DR y políticas de minimización de desechos.
- Tecnologías de procesamiento de desechos.



- Almacenamiento de DR y criterios de aceptación.
- Opciones de almacenamiento de CG y sus implicaciones en la disposición final.

A lo largo del proyecto se tuvieron un total de 8 reuniones entre los expertos europeos y las contrapartes mexicanas en México. Se tuvo una reunión de arranque para acordar el programa de trabajo y otros detalles del proyecto, 4 reuniones de avance para discusiones sobre temas específicos con contrapartes técnicas mexicanas y visita a las instalaciones, una reunión especial para definir propuestas para una política nacional, un taller de trabajo para finalizar los documentos del proyecto y una reunión final con los representantes de la Secretaría de Energía de México para la entrega de los resultados.

Asimismo, la Comisión Europea invitó a las contrapartes técnicas mexicanas a llevar a cabo visitas de estudio a organizaciones gestoras de desechos radiactivos y sus instalaciones en Europa. El propósito de las visitas era el de estudiar la organización, funcionamiento y financiamiento de las entidades de gestión de CG y DR de cada país para tomar como base en el eventual establecimiento de una organización similar en México. De esa manera se llevaron a cabo reuniones con funcionarios de ENRESA de España y se visitaron las instalaciones de El Cabril de desechos radiactivos de medio, bajo y muy bajo nivel. Se tuvieron reuniones también con representantes de COVRA de Holanda y se visitaron sus instalaciones de almacenamiento de materiales radiactivos de origen natural (NORM), de desechos de bajo y medio nivel y su instalación de desechos radiactivos de alto nivel.

En la visita de estudio que se hizo a Francia, se tuvieron reuniones con representantes de ANDRA y se inspeccionaron las instalaciones de disposición de desechos radiactivos de medio y bajo nivel en L'Aube y la instalación de desechos radiactivos de muy bajo nivel en Morvilliers. Posteriormente se tuvieron reuniones con funcionarios de BELGOPROCESS y de ONDRAF-NIRAS, organización de desechos radiactivos y materiales físi les enriquecidos de Bélgica, y se visitaron las instalaciones de desechos radiactivos de BELGOPROCESS.

Al final del proyecto se generaron un total de 24 reportes técnicos que contienen los resultados de las evaluaciones y recomendaciones para mejorar las actividades y temas analizados.

Entre las principales recomendaciones se encuentran las siguientes:

- Establecer una Política Nacional y una Estrategia Nacional de combustible gastado y desechos radiactivos que incluya planes para su disposición definitiva.
- Actualizar la legislación correspondiente.
- Reforzar la legislación sobre participación pública.
- Actualización del Marco Institucional en cuanto a la creación de una Organización de Gestión de Combustible Gastado y Desechos Radiactivos.
- Poner en marcha un programa para construir una instalación de disposición final de desechos radiactivos de baja actividad.
- Establecer una política de desmantelamiento.
- Establecer un programa de Investigación y Desarrollo a ser coordinado por la Organización de Gestión.
- Creación de un Fondo para las actividades de gestión y la disposición final de los Desechos Radiactivos y el Combustible Gastado.
- Establecer un Comité Asesor para la selección de un emplazamiento para la disposición de los desechos de baja actividad.

3. Misiones de la Integrated Regulatory Review Service (IRRS por sus siglas en inglés) del OIEA a México.

Entre el 26 de noviembre y el 5 de diciembre de 2007, el OIEA llevó a cabo en México una misión IRRS (Integrated Regulatory Review Service), bajo los proyectos de cooperación técnica MEX/0/016, RLA/9/053 y RLA/9/055. El objeto de estas misiones era propiciar mejoras regulatorias a partir de las experiencias ganadas y compartidas por los organismos reguladores de los Estados Miembros que se someten a ellas. En el curso de la misión efectuada en México, se evaluó el marco regulador nacional y la efectividad del Órgano Regulador mexicano en el cumplimiento de sus funciones.

El equipo IRRS llevó a cabo una revisión de las siguientes áreas relevantes: responsabilidades legislativas y gubernamentales, autoridad, responsabilidades y funciones del Órgano Regulador, organización del Órgano Regulador, proceso de autorización, revisión y análisis, inspecciones y cumplimiento, desarrollo de regulaciones y guías, preparación para casos de emergencia y sistema de gestión del órgano regulador.



El alcance solicitado por CNSNS para esta misión incluyó: instalaciones nucleares (central nuclear y reactor de investigación), protección radiológica aplicada a las prácticas industriales, médicas (excepto Rayos X para diagnóstico) y de investigación, transporte de material radiactivo, preparación para casos de emergencia, control de la exposición del público, gestión de desechos radiactivos, remediación de sitios contaminados y desmantelamiento.

Como resultado de la misión, en su momento se señalaron los siguientes hallazgos y observaciones:

- La CNSNS regula de manera efectiva la seguridad nuclear y radiológica en el país;
- Se observó que -de jure- la CNSNS no es independiente ni técnica ni financieramente, aunque se reconoce que de facto parece funcionar con independencia técnica;
- La moratoria en normas, efectiva desde el 29 de abril de 2005, impacta de manera significativa en la actualización de los requerimientos regulatorios con miras a mejorar la seguridad nuclear y radiológica;
- La CNSNS enfrenta retos significativos con relación al personal debido a las prácticas de contratación ordenadas a nivel federal.

Adicionalmente, se identificaron las siguientes buenas prácticas por parte de la CNSNS:

- La implementación de un programa de indicadores de la seguridad en la central nuclear para monitorear y rastrear los resultados de la seguridad en la central;
- El sumario y evaluación periódicos de hallazgos de inspección provee una buena manera de monitorear los resultados de seguridad en los permisionarios;
- El personal de la CNSNS involucrado en el licenciamiento del personal de la central nuclear recibe el mismo entrenamiento técnico que los operadores;
- La implementación de un programa de entrenamiento para recicladores de chatarra metálica y el apoyo de la CNSNS para la actualización del programa de monitoreo ambiental del ININ para cumplir estándares internacionales.

El equipo evaluador consideró que las siguientes recomendaciones y sugerencias debían tener prioridad alta, ya sea porque se identificaron en varias áreas de revisión o porque se consideró que esto contribuiría significativamente al fortalecimiento de los resultados generales del sistema de regulación:

- Debe ser clarificado el rol de la CNSNS como Órgano Regulador durante la preparación de regulación y guías;
- La CNSNS debe continuar sus esfuerzos para atender el impacto de factores humanos y organizacionales en la seguridad durante la operación;
- La CNSNS debe desarrollar un plan de gestión de recursos humanos para enfrentar retos futuros;
- La CNSNS debe continuar el desarrollo de su sistema de gestión exhaustivo, incluyendo el desarrollo y aprobación de procedimientos de operación internos.

4. Cambio de clasificación de desechos radiactivos al formato del OIEA.

El sistema de clasificación de desechos radiactivos que se utiliza en México, que se detalla en la Sección B de este Informe, está establecido en la Norma Oficial Mexicana NOM-004-NUCL-2013. Actualmente, dicha norma se encuentra en proceso de revisión por parte del Órgano Regulador para adoptar el sistema de clasificación del OIEA. Esta nueva clasificación incorporará (entre otros aspectos) la categoría de desechos de muy bajo nivel, la de desechos de vida media muy corta e incluirá una definición clara de lo que se considera como un desecho radiactivo.

La revisión de la norma cuenta en este momento con un avance sustancial de alrededor de 80%. Debido a que el proceso de preparación y publicación de una norma en México depende de un número de etapas que involucran a distintas instancias gubernamentales e incluyen una consulta pública, se espera que la revisión y publicación de la nueva versión de la norma se concluyan en un período de 12 a 24 meses.

5. Programa para la repatriación de fuentes selladas en desuso.

En México se está trabajando en un programa para la repatriación de una parte de las fuentes radiactivas selladas usadas que se encuentran en



el territorio. Este programa se está llevando a cabo con la colaboración del Departamento de Energía (DOE por sus siglas en inglés) de los Estados Unidos de América. Con este programa, Estados Unidos de América recibirá material originario de ese país y de Canadá y lo almacenará para después confinarlo definitivamente en instalaciones de los dos países.

Para tal efecto se firmó en septiembre de 2019 un Memorándum de Entendimiento entre el Departamento de Energía de Estados Unidos de América y el Instituto Nacional de Investigaciones

Nucleares de México. Se contempla que el proyecto se ejecute en dos etapas:

- Una primera etapa en la que se planea enviar a Estados Unidos de América fuentes de transuránicos, tales como Cf-252, Cm-244, Am-241, Am/Be-241, Ra-226 y de Ra/Be-226.
- En la segunda etapa se enviarán a Estados Unidos de América 81 cabezales de radioterapia de origen estadounidense y canadiense.





SECCIÓN L ANEXOS

L.1 Glosario de términos y abreviaturas

ACG - Alberca de Combustible Gastado.

ALARA - *As Low as Reasonably Achievable*. Tan bajo como sea razonablemente alcanzable.

Almacenamiento, almacenamiento temporal - Colocación de combustible gastado, desechos radiactivos o fuentes radiactivas en una instalación dispuesta para su contención, con la intención de recuperarlos.

ATS - Almacén temporal en sitio de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

ca - Corriente alterna.

CADER - Centro de Almacenamiento de Desechos Radiactivos, administrado por el ININ.

CCNN - Comité Consultivo Nacional de Normalización.

CCTV - *Closed-circuit TV*. Circuito cerrado de televisión.

cd - Corriente directa.

Centro Nuclear Dr. Nabor Carrillo Flores - También llamado Centro Nuclear de México. Sitio donde se localizan las oficinas e instalaciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

CFE - Comisión Federal de Electricidad.

CFR - Código de Regulaciones Federales de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de América.

CG - Combustible gastado.

CNLV - Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

CNSNS - Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.

Combustible gastado - Combustible nuclear que ha sido irradiado en un reactor y que no se pretende volver a utilizar.

CONAMER - Comisión Nacional de Mejora Regulatoria.

DDO - Dirección de Operación de la Comisión Federal de Electricidad.

DDRSS - Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos.

DFC - *Damaged Fuel Container*. Contenedor de combustible dañado.

Disposición, disposición final - Colocación de combustible gastado, desechos radiactivos o fuentes radiactivas en una instalación apropiada sin la intención de recuperarlos.

DR - Desechos radiactivos.

Ejecutivo Federal - Poder Ejecutivo del Gobierno de los Estados Unidos Mexicanos.

ELAP - Pérdida Extendida de Corriente Alterna, por sus siglas en inglés.

ENSREG - *European Nuclear Safety Regulators Group*.



EPRI - *Electric Power Research Institute.*

ESC - Estructuras, sistemas y componentes.

ETO - Especificaciones Técnicas de Operación.

EU - Estados Unidos de América.

EYEO - Oficina de Evaluación y Experiencia Operacional de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

FSAR - Final Safety Analysis Report. Informe Final de Seguridad.

GCN - Gerencia de Centrales Nucleoeléctricas de la Comisión Federal de Electricidad.

GL - *Generic Letter.* Carta Genérica de la USNRC.

HI-STORM FW MPC - Contenedor de combustible gastado de la compañía Holtec International.

HI_TRAC VW - Contenedor de transferencia de peso variable para maniobras de combustible gastado.

HIC - *High Integrity Containers.* Contenedores de Alta Integridad.

HTTS - *Heat Thermo Type water level and temperature measurement Sensor.* Sensor de mediciones de nivel de agua y temperatura del tipo Heat Thermo.

ININ - Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

INPO - *Institute of Nuclear Power Operations.*

IPVRA - Informe del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

IRRS - *Integrated Regulatory Review Service* del Organismo Internacional de Energía Atómica.

IS - Informe de Seguridad.

ISFSI - *Independent Spent Fuel Storage Installation.* Instalación independiente de almacenamiento de combustible gastado.

ISO - *International Organization for Standardization.*

ITPCP - Instructivo Técnico para Programa de Control de Proceso.

La Piedrera - Sitio de disposición en el Estado de Chihuahua, México para materiales contaminados producidos en el accidente de fundición de una fuente de Cobalto-60 en 1983.

Ley Nuclear - Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear.

LUHS - Pérdida del Último Sumidero de Calor, por sus siglas en inglés. Se sugiere incluir el término en inglés.

LVNPS 1&2 FSAR - *Laguna Verde Nuclear Power Station Units 1 and 2 Final Safety Analysis Report.* Informe final de seguridad de las Unidades 1 y 2 de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

MCNP - Código de cómputo de cálculos tipo Monte Carlo para transporte de neutrones, fotones y electrones. Marca registrada por TRIAD NATIONAL SECURITY LLC.

MIA - Manifestación de Impacto Ambiental.

MPC - *Multi Purpose Container.* Contenedor multi-propósito del HI-STORM FW MPC.

NOM - Norma Oficial Mexicana.

NORM - Material radiactivo de origen natural, por sus siglas en inglés (*Naturally Occurring Radioactive Materials*).

NRC, USNRC - *United States Nuclear Regulatory Commission.*

NUPIC - *Nuclear Procurement Issues Committee.*

OBE - *Operating Base Earthquake.* Terremoto de base operativa.

OCN - Organización de Contingencias Nucleares de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.

OCR - Organización de Contingencias Radiológicas de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias.

OIEA - Organismo Internacional de Energía Atómica.

PATRADER - Planta de Tratamiento de Desechos Radiactivos, administrado por el ININ.

PEI - Plan de Emergencia Interno.



Peña Blanca - Sitio de disposición en el Estado de Chihuahua, México, para material contaminado de las actividades de beneficio de uranio y molibdeno.

PERE - Plan de Emergencia Radiológica Externo.

PGC - Plan de Garantía de Calidad.

PGDRyCN - Plan de Gestión de Desechos Radiactivos y Combustible Nuclear de la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde.

PMH - Probable máximo huracán.

PROFEPA - Procuraduría Federal de Protección al Ambiente.

PNT - Plataforma Nacional de Transparencia. Un portal de internet del Gobierno de México para consultar información pública gubernamental.

PVC - Policloruro de vinilo.

PVRA - Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

RGSR - Reglamento General de Seguridad Radiológica.

RHR - Sistema de Remoción de Calor Residual, por sus siglas en inglés. Se sugiere incluir el término en inglés.

RPS - Revisión Periódica de Seguridad.

RTSMR - Reglamento para el Transporte Seguro de Material Radioactivo.

SDER - *Significant Operating Experience Report* de WANO.

SENER - Secretaría de Energía.

SFPIS - *Spent Fuel Pool water level and temperature Instrument System*. Sistema de instrumentación de nivel de agua y temperatura de albercas de combustible gastado.

SGC - Sistema de Gestión de Calidad del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

SGI - Sistema de Gestión Integral.

SIG - Sistema Integral de Gestión de la Calidad de la Instalación CADER.

SSEFPS - Sistema de Protección contra Incendio para el Paro Seguro del Reactor durante un Terremoto.

TRIGA Mark III - Reactor de investigación del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.

UE - Unión Europea.

USNRC, NRC - *United States Nuclear Regulatory Commission*.

vca - Volt corriente alterna.

WANO - *World Association of Nuclear Operators*.

WENDA - *Western European Nuclear Regulators Association*.

Zircaloy - Aleación de circonio usada en encamisado de combustible nuclear.

ZIRLO - *Zirconium Low Oxidation*. Aleación de circonio de baja oxidación usada en encamisado de combustible nuclear.

L.2 Marco legislativo nacional

- Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos.
- Convención de Viena sobre la Responsabilidad Civil por Daños Nucleares.
- Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares y su Enmienda.
- Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares.
- Convención sobre la Asistencia en Caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica.
- Convención de Seguridad Nuclear.
- Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear.
- Ley Orgánica de la Administración Pública Federal.
- Ley de la Comisión Federal de Electricidad.
- Ley de Responsabilidad Civil por Daños Nucleares.
- Ley Federal de las Entidades Paraestatales.



- Ley Federal de Responsabilidad Ambiental.
- Ley Federal de Transparencia y Acceso a la Información Pública.
- Ley Federal sobre Metrología y Normalización.
- Ley General de Transparencia y Acceso a la Información Pública.
- Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente.
- Ley que Declara Reservas Mineras Nacionales los Yacimientos de Uranio, Torio y las demás Substancias de las cuales se Obtengan Isótopos Hendibles que puedan Producir Energía Nuclear.
- Ley Federal de Procedimiento Administrativo.
- Ley General de Protección Civil.
- Ley Minera.
- Reglamento General de Seguridad Radiológica.
- Reglamento para el Transporte Seguro de Material Radiactivo.
- Reglamento Interior de la Secretaría de Energía.
- Reglamento de la Ley de la Comisión Federal de Electricidad.
- Reglamento de la Ley Federal de Transparencia y Acceso a la Información Pública Gubernamental.
- Reglamento de la Ley Federal sobre Metrología y Normalización.
- Reglamento de la Ley Minera.
- Reglamento de la Ley que declara Reservas Mineras Nacionales los Yacimientos de Uranio, Torio y las demás Substancias de las cuales se obtengan Isótopos Hendibles que puedan producir Energía Nuclear.
- Reglamento de la Ley General de Protección Civil.

L.3 Tratados internacionales firmados por México en materia nuclear

NOMBRE	FECHA DE FIRMA	FECHA DE ENTRADA EN VIGOR	COMENTARIOS
Estatuto del Organismo Internacional de Energía Atómica.	7 de diciembre de 1956	7 de abril de 1958	La firma de este Estatuto hace a México Estado Miembro del OIEA. Contiene una enmienda al Art. VI, adoptada en Viena el 28 de septiembre de 1970, que está en vigor y de la que México es parte.
Acuerdo sobre privilegios e inmunidades del Organismo Internacional de Energía Atómica.	1 de julio de 1959	19 de octubre de 1983	Los representantes de los Estados Miembros aceptarán los privilegios e inmunidades para los funcionarios y expertos del OIEA.
Tratado para la Proscripción de las Armas Nucleares en la América Latina.	14 de febrero de 1967	20 de septiembre de 1967	En virtud de lo señalado por el artículo 14, México se compromete a presentar informes semestrales sobre la aplicación de salvaguardias a los materiales nucleares en el país.
Tratado sobre la No Proliferación de Armas Nucleares.	1 de julio DE1968	21 de enero de 1969	Este Tratado obliga a México a llevar a cabo el sistema de contabilidad y control de materiales nucleares sujetos a salvaguardias del OIEA.
Acuerdo para la aplicación de salvaguardias en relación con el Tratado para la Proscripción de las Armas Nucleares en la América Latina y el Tratado de No proliferación de Armas Nucleares.	27 de septiembre de 1972	14 de septiembre de 1973	El artículo 7 obliga a México a establecer y mantener un sistema de contabilidad y control de todos los materiales nucleares sometidos a salvaguardias. El artículo 63 obliga a México a presentar informes de cambios en el inventario de los materiales nucleares e informes de balance de materiales nucleares.
Arreglos subsidiarios relativos al Acuerdo para la aplicación de salvaguardias en relación con el Tratado para la Proscripción de las Armas Nucleares en América Latina y el Tratado de No Proliferación de Armas Nucleares.	17 de septiembre de 1972	14 de septiembre de 1973	Bajo estos arreglos, México está obligado a proporcionar información sobre las instalaciones y los materiales nucleares situados fuera de estas, informes contables y de cambios en el inventario, balance de materiales, aunado al correspondiente informe de inventario físico y el traslado de materiales nucleares fuera de México o hacia nuestro país.

NOMBRE	FECHA DE FIRMA	FECHA DE ENTRADA EN VIGOR	COMENTARIOS
Protocolo Adicional a los Acuerdos entre México y el OIEA para la aplicación de salvaguardias.	29 de marzo de 2004	4 de marzo de 2011	México debe presentar información al OIEA acerca de las instalaciones nucleares y de aquellas que se encuentran fuera de éstas. Así como un informe sobre las actividades del desarrollo e investigación relacionadas con el ciclo del combustible nuclear, actividades operacionales de salvaguardias en instalaciones y localizaciones fuera de las instalaciones donde se use en forma rutinaria material nuclear, hacer declaraciones anuales sobre exportaciones e importaciones de material nuclear de salvaguardias (materiales básicos que no hayan alcanzado la composición adecuada para la fabricación de combustible) y material que ha sido exentado de salvaguardias y equipo y material no nuclear de uso dual.
Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares.	25 de abril de 1989	25 de julio de 1989	Obliga a nuestro país a cubrir los daños causados por un accidente nuclear que ocurra en una instalación nuclear en el país.
Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares.	4 de abril de 1988	4 de mayo de 1988	Obliga a México a adoptar medidas apropiadas en el marco de su legislación nacional y de conformidad con el derecho internacional para asegurar que durante el transporte, utilización y almacenamiento los materiales nucleares queden protegidos.
Enmiendas a la Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares.	No aplica	1 de agosto de 2012	Actualizan diversos temas reflejados en la convención, ampliando la cobertura a las instalaciones nucleares y al transporte de material nuclear.
Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares.	26 de septiembre de 1986	10 de junio de 1998	Obliga a México a estar preparado para atender las emergencias radiológicas y nucleares, para facilitar el intercambio de información con el OIEA y los países signatarios; además de proporcionar información al OIEA de cualquier accidente radiológico o nuclear. Establecer puntos de contacto para esta ayuda, además de participar en los ejercicios que programe el OIEA.
Convención sobre Asistencia Recíproca en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica.	26 de septiembre de 1986	10 de junio de 1998	Proporcionar y/o recibir asistencia en caso de un accidente nuclear o radiológico. Establecer puntos de contacto para esta ayuda, además de participar en los ejercicios que programe el OIEA.
Convención sobre Seguridad Nuclear.	9 de noviembre de 1994	24 de octubre de 1996	Elaborar el informe trienal sobre la seguridad nuclear adoptada en los reactores de potencia de México, participar en las reuniones de las Partes Contratantes y dar respuesta a los cuestionamientos planteados por otras Partes Contratantes.
Tratado de Prohibición completa de los Ensayos Nucleares.	24 de septiembre de 1996	27 de diciembre de 1999	La CNSNS fue designada como asesora de la coordinación de la Secretaría de Relaciones Exteriores en la componente técnica nacional para este tratado en cuanto a la estación de radionúclidos del Sistema de Monitoreo Internacional. Además, en el futuro cercano colaborará en la administración del centro nacional de datos.



NOMBRE	FECHA DE FIRMA	FECHA DE ENTRADA EN VIGOR	COMENTARIOS
Acuerdo de Cooperación para la Promoción de la Ciencia y la Tecnología Nucleares en América Latina y el Caribe.	11 de mayo de 1999	5 de septiembre de 2005	Mediante este acuerdo los países latinoamericanos desarrollan proyectos de cooperación técnica, con los auspicios del Organismo Internacional de Energía Atómica.
Convenio Internacional para la Represión de los Actos de Terrorismo Nuclear.	12 de enero de 2006	7 de julio de 2007	Se establecen los delitos nucleares, obliga a los Estados a establecer jurisdicción sobre estos delitos, así como al intercambio de información y asistencia entre las Partes.
Convención Conjunta sobre la Seguridad de la Gestión del Combustible Gastado y la Gestión de los Desechos Radiactivos.	2 de febrero de 2018	17 de mayo de 2018	México debe presentar un informe nacional sobre la política que en esta materia sigue nuestro país, además de participar en las reuniones anuales de las partes de esta Convención.

L.4 Marco regulatorio nacional

En este anexo se presenta el listado de reglamentos y Normas Oficiales Mexicanas de la serie nuclear (únicamente los documentos cuyo cumplimiento es vigilado por la CNSNS) que son de aplicación general o de aplicación específica a las instalaciones de gestión de desechos radiactivos o de combustible gastado, así como el tipo de instalación o actividad para la que aplican. Cabe mencionar que, para aspectos no cubiertos por la regulación nacional, es práctica común tomar en forma supletoria las recomendaciones internacionales del OIEA, incorporándolas a las condiciones de licencia de la instalación.

- Reglamento General de Seguridad Radiológica. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas.
- Reglamento para el Transporte Seguro de Material Radiactivo. Se aplica en transporte de material nuclear y radiactivo.
- 10 CFR, Código Federal de Regulaciones de los Estados Unidos de América. Se aplica en instalaciones nucleares por condición de licencia.
- NOM-001-NUCL-2013, “Factores para el cálculo del equivalente de dosis. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-003-NUCL-1994, “Clasificación de instalaciones o laboratorios que utilizan fuentes abiertas. Se aplica en instalaciones radiactivas con fuentes abiertas”.
- NOM-004-NUCL-2013, “Clasificación de los desechos radiactivos. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-008-NUCL-2011, “Control de la contaminación radiactiva. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-009-NUCL-2017, “Determinación y aplicación del índice de transporte para materiales radiactivos y del índice de seguridad con respecto a la criticidad para el transporte de sustancias fisionables. Se aplica en el transporte de material nuclear y radiactivo”.
- NOM-012-NUCL-2016, “Requisitos y criterios de funcionamiento que deben cumplir los instrumentos de radiación ionizante y los dosímetros de lectura directa. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-014-NUCL-2017, “Categorías de bultos, sobreenvases y contenedores de carga que contengan material radiactivo: marcado, etiquetado y rotulado. Se aplica en el transporte de material radiactivo”.
- NOM-018-NUCL-1995, “Métodos para determinar la concentración de actividad y actividad total en los bultos de desechos radiactivos. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-019-NUCL-1995, “Requerimientos para bultos de desechos radiactivos de nivel bajo para su almacenamiento cerca de la superficie. Se aplica en generadores de bultos de desechos”.
- NOM-020-NUCL-1995, “Requerimientos para instalaciones de incineración de desechos radiactivos. Se aplica en instalaciones de incineración de desechos radiactivos”.
- NOM-021-NUCL-1996, “Pruebas de lixiviación para especímenes de desechos radiactivos”.



solidificados. Se aplica en generadores de bultos de desechos radiactivos”.

- NOM-022/1-NUCL-1996, “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 1. Sitio. Se aplica en instalaciones de almacenamiento definitivo”.
- NOM-022/2-NUCL-1996, “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 2. Diseño. Se aplica en instalaciones de almacenamiento definitivo”.
- NOM-022/3-NUCL-1996, “Requerimientos para una instalación para el almacenamiento definitivo de desechos radiactivos de nivel bajo cerca de la superficie. Parte 3. Construcción, operación, clausura, post-clausura y control institucional. Se aplica en instalaciones de almacenamiento definitivo”.
- NOM-026-NUCL-2011, “Vigilancia médica del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-027-NUCL-1996, “Especificaciones para el diseño de instalaciones radiactivas Tipo II Clases A, B y C. Se aplica en instalaciones radiactivas con fuentes abiertas”.
- NOM-028-NUCL-2009, “Manejo de desechos radiactivos en instalaciones radiactivas que

utilizan fuentes abiertas. Se aplica en instalaciones radiactivas con fuentes abiertas”.

- NOM-031-NUCL-2011, “Requerimientos para el entrenamiento del personal ocupacionalmente expuesto a radiaciones ionizantes. Se aplica en instalaciones radiactivas”.
- NOM-034-NUCL-2016, “Requerimientos de selección, calificación y entrenamiento del personal de centrales nucleoelectricas. Se aplica en instalaciones nucleares”.
- NOM-035-NUCL-2013, “Criterios para la dispensa de residuos con material radiactivo. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-036-NUCL-2001, “Requerimientos para instalaciones de tratamiento y acondicionamiento de desechos radiactivos. Se aplica en instalaciones de desechos radiactivos”.
- NOM-039-NUCL-2011, “Especificaciones para la exención de prácticas y fuentes adscritas a alguna práctica, que utilizan fuentes de radiación ionizante, de alguna o de todas las condiciones reguladoras. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.
- NOM-041-NUCL-2013, “Límites anuales de incorporación y concentraciones en liberaciones. Se aplica en instalaciones nucleares y radiactivas”.

L.5 Matriz sinóptica de México

TIPO DE OBLIGACIÓN	POLÍTICA DE GESTIÓN A LARGO PLAZO	FINANCIAMIENTO DE LAS OBLIGACIONES	PRÁCTICAS ACTUALES/ INSTALACIONES	INSTALACIONES PLANEADAS
Combustible Gastado.	No existe decisión sobre reprocesamiento. El Combustible Gastado y/o los Desechos de Alto Nivel de reprocesamiento a ser dispuestos en un futuro repositorio geológico profundo. Incluirá al Combustible Gastado de la central nuclear y del reactor de investigación.	El almacenamiento temporal actual financiado por la planta nuclear y su propietaria la CFE. El futuro repositorio geológico profundo será financiado con un futuro Fondo de Gestión de Desechos Radiactivos.	El combustible gastado se almacena actualmente en las piscinas de combustible gastado dentro de los edificios del reactor de la central nuclear. Una instalación de almacenamiento en seco de combustible gastado ha sido construida en sitio para el almacenamiento temporal del mismo. El combustible del reactor de investigación se almacena dentro del tanque contenedor del núcleo del reactor.	Repositorio geológico profundo. Fecha no definida.

TIPO DE OBLIGACIÓN	POLÍTICA DE GESTIÓN A LARGO PLAZO	FINANCIAMIENTO DE LAS OBLIGACIONES	PRÁCTICAS ACTUALES/ INSTALACIONES	INSTALACIONES PLANEADAS
Desechos del Ciclo de Combustible Nuclear.	Los desechos de bajo y medio nivel serán dispuestos en una futura instalación cercana a superficie de desechos de bajo y medio nivel.	El almacenamiento temporal de desechos de bajo y medio nivel es financiado por la central nuclear y su propietaria, la CFE. La futura instalación definitiva de desechos de bajo y medio nivel será financiada con un futuro Fondo de Gestión de Desechos Radiactivos.	Los desechos de bajo y medio nivel de la central nuclear se almacenan temporalmente en la planta. Las instalaciones son: Almacén Temporal en Sitio (ATS) para desechos sólidos húmedos. Depósito de Desechos Radiactivos Sólidos Secos (DDRSS) localizada en el sitio de la central nuclear.	Instalación de disposición de desechos de bajo y medio nivel cercano a superficie. Fecha no definida.
Desechos de Aplicaciones.	Desechos de bajo y medio nivel de vida media corta serán dispuestos en una futura instalación cercana a superficie de disposición de desechos de bajo y medio nivel. Desechos de bajo y medio nivel de vida media larga serán dispuestos en un futuro repositorio geológico profundo.	A los productores se les cobra una cuota nominal por la recolección de sus desechos. Los costos del almacenamiento temporal actual son complementados con fondos del Estado a través del presupuesto anual del ININ. La instalación cercana a superficie de desechos de bajo y medio nivel y el repositorio geológico profundo serán financiados por el futuro Fondo de Gestión de Desechos Radiactivos.	La SENER ha delegado al ININ la recolección, acondicionamiento y almacenamiento temporal de desechos radiactivos de aplicaciones no-energéticas. Los desechos son caracterizados y acondicionados en el PATRADER del ININ. Los desechos son almacenados en el CADER, operado por el ININ.	Instalación cercana a superficie de disposición de desechos de bajo y medio nivel. Repositorio geológico profundo. Fechas no definidas.
Desmantelamiento.	Los desechos de bajo y medio nivel de vida media corta de desmantelamiento serán dispuestos en una futura instalación cercana a superficie de disposición de desechos de bajo y medio nivel. Los desechos de niveles alto e intermedio de vida media larga de desmantelamiento serán dispuestos en un futuro repositorio geológico profundo. Los desechos de muy bajo nivel serán dispuestos en un futuro repositorio cercano a superficie de desechos de muy bajo nivel.	Las operaciones de desmantelamiento, procesamiento de desechos, almacenamiento y transporte a los sitios de disposición serán financiadas con el Fondo de Desmantelamiento de la central nuclear, establecido para ese propósito. La disposición de todos los desechos de desmantelamiento, serán financiados por un futuro Fondo de Gestión de Desechos Radiactivos.	No hay actividades de desmantelamiento en la actualidad.	Repositorio de desechos de muy bajo nivel cercano a superficie. Instalación de disposición de desechos de bajo y medio nivel cercano a superficie. Repositorio geológico profundo. Fechas no definidas.

TIPO DE OBLIGACIÓN	POLÍTICA DE GESTIÓN A LARGO PLAZO	FINANCIAMIENTO DE LAS OBLIGACIONES	PRÁCTICAS ACTUALES/ INSTALACIONES	INSTALACIONES PLANEADAS
Fuentes Selladas en Desuso.	Las fuentes de vida media corta serán dispuestas en una futura instalación cercana a superficie de disposición de desechos de bajo y medio nivel. Las fuentes de vida media larga serán dispuestas en un futuro repositorio geológico profundo.	El almacenamiento temporal de las fuentes está financiado en la actualidad por el Estado a través del presupuesto de operación anual del ININ. La disposición final será financiada por un futuro Fondo de Gestión de Desechos Radiactivos.	Las fuentes selladas en desuso que pueden ser repatriadas son exportadas. El resto de las fuentes son almacenadas en el CADER.	Instalación cercana a superficie de disposición de desechos de bajo y medio nivel. Repositorio geológico profundo. Fechas no definidas.



Este documento se terminó de imprimir el xx de xxxxx de 2020

en Xxxxxx Xxxxxxxxxx.

Se imprimieron 000 ejemplares.

Esta publicación ha sido elaborada con papel reciclado

y con certificación de gestión medioambiental.



GOBIERNO DE MÉXICO

