



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA – ENERGÍA Y MEDIO AMBIENTE

ANÁLISIS PARA EL DISEÑO Y LICENCIAMIENTO DE UNA INSTALACIÓN
INDEPENDIENTE PARA EL ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE COMBUSTIBLE
GASTADO (ISFSI)

TESIS
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRA EN INGENIERÍA

PRESENTA:
ARIADNA BAZAN LIMON

TUTOR
DR. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE
FACULTAD DE INGENIERÍA

MÉXICO, D. F. SEPTIEMBRE 2013



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dra. Cecilia Martín Del Campo Márquez

Secretario: Dr. Juan Luis Francois Lacouture

Vocal: M. en C. Gabriel Calleros Micheland

1er Suplente: M.C. Pamela Fran Nelson Edelstein

2do Suplente: M. I. Carlos Villanueva Moreno

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: Veracruz, Ver., y México, D.F.

TUTOR DE TESIS:

Dr. Juan Luis Francois Lacouture



FIRMA

DEDICATORIA

A mi amado esposo Miguel Ángel, que ha sido el impulso y el pilar principal para la culminación de esta tesis, que con su apoyo constante y amor incondicional ha sido amigo y compañero inseparable.

A mis padres que me dieron la vida y han estado conmigo en todo momento. Gracias por todo papá y mamá por hacer de mi una mejor persona a través de sus consejos, enseñanzas y amor.

A dos de las personas más especiales, mi abuelita Chelo y Carmen, se que desde donde se encuentren, siempre estarán conmigo cuidándome.

AGRADECIMIENTOS

A mi director de tesis, el Dr. Juan Luis Francois Lacouture, por brindarme su apoyo y paciencia en la elaboración de este trabajo de tesis.

A los miembros del jurado, Dra. Cecilia Martín Del Campo Márquez, M. en C. Gabriel Calleros Micheland, M.C Pamela Fran Nelson y el M.I Carlos Villanueva Moreno por el tiempo dedicado a revisar esta tesis, así como por los valiosos comentarios que la han enriquecido.

A la Comisión Federal de Electricidad, por la oportunidad y el apoyo brindado para continuar creciendo de forma profesional y personal.

ABREVIACIONES

ACG	Alberca de combustible gastado
AEA	Acta de energía atómica
ATC	Almacén temporal centralizado
BWR	Reactor de agua en ebullición
CFR	Código Federal de Regulaciones
CG	Combustible gastado
CHM	Equipo de manejo de contenedores
cm	Centímetros
CN	Central Nucleoeléctrica
CNSNS	Comisión nacional de seguridad nuclear y salvaguardias
CoC	Certificado de cumplimiento
CSAR	Reporte del análisis de seguridad certificado
DOE	Departamento de Energía
DPC	Contenedor de doble propósito
DSC	Contenedor metálico de acero inoxidable
EE.UU.	Estados Unidos de Norteamérica
EPA	Agencia de protección al medioambiente
EPRI	Instituto de Investigaciones de Energía Eléctrica
ft	Pies
GSG	Guías de seguridad generales
GSR	Requerimientos fundamentales de seguridad
GTCC	Mayor de que desecho radiactivo clase C
GWd/MTU	Giga watt-día por tonelada métrica de uranio
HTGR	Reactor de alta temperatura enfriado por gas
in.	Pulgadas
INL	Laboratorio Nacional de Idaho
ISFSI	Instalación independiente para el almacenamiento de combustible gastado
kW	Kilowatt
lbs.	libras masa
m	Metros
MCP	Concepto de multi-propósito
mRem	mili Rem
MSB	Conjunto múltiple de depósitos sellados
mSv	mili Sieverts
mSv/año	mili Sieverts por año
MTC	Contenedor de transferencia
MTU	Toneladas métricas de uranio
MVDS	Sistemas de bóvedas modulares
MW	Mega watt
NEPA	Acta nacional de política ambiental

NMX	Normas mexicanas
NOM-NUCL	Norma mexicana nuclear
NRC	Comisión Reguladora Nuclear de los EEUU
NUHOMS	Nutech Horizontal Modular Storage
NUREG	Regulación nuclear
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
PSHA	Análisis probabilístico de riesgo sísmico
PWR	Reactor de agua a presión
QA	Aseguramiento de la calidad
RG	Guía reguladora
SAR	Reporte del análisis de seguridad
SER	Reporte de la evaluación de seguridad
SF	Fundamentales de seguridad
SSE	Sismo de paro seguro
SSG	Guías de seguridad específicas
SSR	Requerimientos específicos de seguridad
t.	Toneladas
TC	Contenedor de transferencia
TSAR	Reporte técnico del análisis de seguridad
TSC	Contenedor de almacenamiento transportable
U-235	Uranio 235
VCC	Contenedor de concreto ventilado
VVM	Módulo vertical ventilado
VW	Peso variable

ÍNDICE

ABREVIACIONES	iii
RESUMEN	ix
ABSTRACT	x
INTRODUCCIÓN	xi
1. Almacenamiento del combustible gastado.....	1
1.1. Experiencia en la expansión de almacenamiento del combustible gastado.....	1
1.1.1. Cambio de bastidores “reracking” total y parcial	2
1.1.2. Bastidores para el almacenamiento temporal.....	3
1.2. Experiencia en el uso de almacenamiento en seco del combustible gastado	3
1.2.1. Proyectos de demostración del almacenamiento en seco del combustible gastado.	4
1.2.2. Experiencia del almacenamiento en seco	5
1.2.3. Sistemas de almacenamiento de “propósito doble”	6
2. Análisis de regulaciones para un ISFSI	11
2.1. Documentación del OIEA	11
2.2. Normas de los EE UU.....	19
2.2.1. Acta de energía atómica (AEA) de 1954.....	19
2.2.2. Acta nacional de política ambiental (NEPA) de 1969.....	20
2.2.3. Código federal de regulaciones (CFR), título 10 Energía y 40 Protección al Medio Ambiente.....	20
2.2.4. Guías reguladoras y ANS/ANSI	22
2.3. Regulación española.....	23
2.4. Regulación de México	28
2.5. Propuesta de criterios y requisitos para la selección del sitio para un almacén temporal de combustible gastado	33
3. Tecnologías de almacenamiento en seco	39
3.1. Tecnologías aprobadas bajo la licencia específica de sitio	39
3.2. Tecnologías aprobadas bajo licencia general.....	40
3.3. Tecnologías aprobadas por la USNRC	41
3.3.1. Energy Solutions.....	41
3.3.2. Foster Wheeler Energy Applications.....	45
3.3.3. General Nuclear Systems	47
3.3.4. Holtec International, Inc.....	49
3.3.5. NAC International.....	55
3.3.6. Transnuclear, Inc.	63
3.3.7. Westinghouse MC-10	71

4.	Consideraciones para el licenciamiento de un ISFSI	73
4.1.	Temas de licenciamiento y regulatorios	73
4.1.1.	Licencia específica de sitio	73
4.1.2.	Licencia general	77
4.2.	Proceso de certificación de contenedores	80
4.3.	Comparación de tecnologías de almacenamiento	83
4.3.1.	Sistema de almacenamiento horizontal	83
4.3.2.	Sistema de almacenamiento vertical de concreto	85
4.3.3.	Sistema de almacenamiento/transporte vertical metálico	86
4.4.	Operaciones de carga del diseño horizontal	88
4.5.	Almacenamiento	93
4.6.	Proceso de licencia general	94
4.6.1.	Limitaciones físicas	95
4.6.2.	Puntos operativos	97
4.6.3.	Evaluación económica	97
4.7.	Calificación del vendedor de la tecnología de almacenamiento en seco	100
4.7.1.	Calidad de la producción en serie	101
4.7.2.	Soporte técnico del vendedor	101
	Conclusiones	102
	Apéndice A - Listado de documentos regulatorios	103
	Apéndice B – Lista de procedimientos para un ISFSI	106
	Apéndice C – Proceso de licenciamiento general para un ISFSI	107

ÍNDICE DE FIGURAS

2-1	Estructura jerárquica de los documentos del OIEA	12
2-2	Estructura jerárquica del marco regulador de EE.UU.	19
2-3	Estructura jerárquica de la regulación española	24
2-4	Estructura jerárquica de la regulación de México.	28
3-1	Arreglo de espaciadores del diseño VSC-24 de Energy Solutions.....	42
3-2	Vista del corte transversal del contenedor VSC-24.	43
3-3	Esquemático del contenedor de transporte TS125	44
3-4	Sistema de enfriamiento MVDS.....	45
3-4a	Sistema MVDS.....	46
3-5	ISFSI de Fort St. Vrain.....	47
3-6	Contenedor de almacenamiento CASTOR V/21	48
3-7	Contenedor de almacenamiento CASTOR X/33.....	49
3-8	Contenedor HOLTEC HI STAR 100.....	51
3-9	Transferencia de un MPC a un módulo de almacenamiento HI STORM 100U.....	54
3-10	Contenedor NAC S/T.....	58
3-11	Sistema NAC UMS.....	60
3-12	Sistema de almacenamiento MAGNASTOR	63
3-13	Contenedor TN-32.	65
3-14	Contenedor TN-68	65
3-15	Sistema NUHOMS de almacenamiento en seco	70
3-16	Contenedor Westinghouse MC-10.	72
4-1	Programa de planeación de un ISFSI (licencia específica de sitio).....	76
4-2	Programa de planeación de un ISFSI (licencia general).	79
4-3	Programa para la certificación de una nueva tecnología de almacenamiento.	81
4-4	Contenedor de almacenamiento de tipo vertical.....	85
4-5	Transportación de contenedor de almacenamiento de tipo vertical.....	87
4-6	Entrada del contenedor de transferencia al edificio del reactor.....	89
4-7	Levantamiento del contenedor de transferencia del tráiler.	89
4-8	Inserción del contenedor metálico dentro del contenedor de transferencia.	90
4-9	Movimiento del contenedor de transferencia/metálico al área de trabajo.....	90
4-10	Contenedor de transferencia/contenedor metálico dentro de la alberca.....	91
4-11	Soldadura automática de la tapa del contenedor.	91
4-12	Descenso del ensamble del contenedor de transferencia/contenedor metálico sobre el vehículo de transferencia.....	92
4-13	Disposición del contenedor en el ISFSI.	92
4-14	Nivel de esfuerzo estimado de licenciamiento.....	95

ÍNDICE DE TABLAS

1-1	Experiencia operativa de ISFSI's.....	7
1-2	ISFSI's a construirse en el corto plazo (2013-2020).	10
2-1	Principios fundamentales de seguridad.....	15
2-2	Estructura general del documento NS-R-3.	17
3-1	Licencias específicas de sitio y sistemas de almacenamiento en seco	39
3-2	Tecnologías de almacenamiento en seco aprobadas para su uso bajo una licencia general. 40	
3-3	Parámetros de los sistemas HOLTEC de almacenamiento en seco	50
3-4	Parámetros de los sistemas NAC International de almacenamiento en seco	56
3-5	Parámetros de los sistemas TN METAL de almacenamiento de seco	64
3-6a	Parámetros de los sistemas NUHOMS de almacenamiento en seco.....	68
3-6b	Parámetros de los sistemas NUHOMS y HSM de almacenamiento en seco	69

RESUMEN

Las albercas de combustible gastado de las centrales nucleares se han visto limitadas para hacer frente a las necesidades de almacenar mayor cantidad de combustible gastado; por lo tanto, la industria nuclear ha desarrollado nuevas tecnologías para el almacenamiento en seco.

Este trabajo describe el cambio del almacenamiento de combustible en las albercas de combustible gastado, a las nuevas tecnologías de almacenamiento en seco con el fin de expandir la capacidad de almacenamiento. Asimismo, se expone un análisis de las regulaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica, de los Estados Unidos de América, de España, y de México para el Licenciamiento de una instalación independiente para el almacenamiento temporal de combustible gastado (ISFSI, por sus siglas en inglés). Se describen las características de cada tecnología disponible en la industria nuclear, así como las consideraciones que una central nuclear debe tomar en cuenta para el proceso de licenciamiento de un ISFSI.

La experiencia operacional de Estados Unidos, respecto al almacenamiento en seco del combustible, ha demostrado ser una tecnología exitosa para mantener la disponibilidad de la alberca de combustible gastado en operación (tener la capacidad para descargar un núcleo entero), mientras que los proyectos para un repositorio de alto nivel nacional continúan siendo evaluados.

En un futuro la Central Nuclear Laguna Verde agotará su capacidad de almacenamiento de combustible gastado, razón por la cual optará por alguna de las tecnologías de almacenamiento en seco analizadas en esta tesis.

ABSTRACT

The nuclear power plants spent fuel pools have been constrained to meet the needs to store more spent fuel; therefore, the nuclear industry has developed new technologies for dry storage.

This work describes the change of the fuel storage in spent fuel pools to new fuel dry storage technologies in order to expand the spent pool storage capacity. It also describes the regulations of the International Atomic Energy Agency, the United States of America, Spain, and Mexico for the licensing of an independent spent fuel storage installation (ISFSI). It describes the characteristics of each available technology in the nuclear industry and the nuclear power plant considerations that should be taken into account in the process of an ISFSI licensing process.

Operational experience of the United States, regarding dry fuel storage, has proven to be a successful technology in order to maintain the availability of the spent fuel pool in operation (having the capacity to discharge an entire core), while plans for a high-level national repository continue to be evaluated.

In the near future the spent fuel pool capacity of Laguna Verde Nuclear Power Plant will be depleted; therefore, one of the technologies analyzed in this thesis will be chosen

INTRODUCCIÓN

El presente trabajo tiene el objetivo de proporcionar un panorama general de las experiencias, los marcos reguladores, las tecnologías disponibles y las opciones de solicitud de licencia de instalaciones y contenedores para el almacenamiento en seco del combustible nuclear gastado.

En el capítulo 1 se describen la experiencia operacional respecto al almacenamiento en seco del combustible nuclear gastado; en el capítulo 2 se muestran y describen los apartados más relevantes de las políticas y estrategias de algunos países respecto a la gestión del combustible gastado; en el capítulo 3 se describe a detalle las características de cada una de las tecnologías disponibles en el mercado internacional para el almacenamiento en seco; y el capítulo 5 enlista las conclusiones obtenidas durante el desarrollo de la presente investigación.

En Calder Hall Gran Bretaña, en agosto 27 de 1956, entró en operación comercial el primer reactor nuclear con una capacidad de 50 MW¹. En Diciembre de 1957, inició sus operaciones en Shippingport Pennsylvania, el primer reactor nuclear comercial en los Estados Unidos, produciendo 60 MW. A la fecha, hay 435 reactores nucleares en operación en 30 países alrededor del mundo². En los últimos años, varios factores han hecho de la energía nuclear una atractiva alternativa en crecimiento. Primero, los fabricantes están desarrollando la llamada “4ta Generación” de reactores, la cual está basada en reactores con un diseño mejorado, más seguros y eficientes que los actuales reactores en operación. Segundo, una alternativa menos contaminante, confiable y relativamente eficiente que los combustibles fósiles, la energía nuclear presenta una atractiva opción para los países en desarrollo. Tercero, algunos países ven a la energía nuclear como una medida para reducir la dependencia en la importación de combustibles fósiles. Cuarta, la energía eléctrica generada del combustible nuclear, en lugar del combustible fósil, es virtualmente libre de las emisiones de gases de efecto invernadero que contribuyen al cambio climático global. La mayoría de los países están realizando los esfuerzos necesarios para reducir sus emisiones bajo el protocolo de Kyoto³.

En los Estados Unidos, se encuentran 104 reactores nucleares comerciales en operación – más que en cualquier otro país- los cuales suministraron el 19.7% de la energía eléctrica del país en el 2011⁴.

¹ DAVID BODANSKY, NUCLEAR ENERGY: PRINCIPLES, PRACTICES, AND PROSPECTS (2nd Ed. 2004)

² INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY [IAEA], Nuclear Power Reactors in the World, p. 10, Table 1 IAEA Doc. RDS-2/31 (June, 2012)

³ El protocolo de Kyoto es un protocolo de la Convención Marco de las Naciones Unidas sobre el Cambio Climático, fue adoptado el 10 de Diciembre de 1997 en Kioto, Japón.

⁴ IAEA, Nuclear Power Reactors p. 10, Table 1.

Francia tiene en operación 58 reactores nucleares, es el segundo país después de Estados Unidos con más centrales nucleares. Sus reactores nucleares proporcionaron el 77.7% de la energía eléctrica del país en el 2011⁵, más que cualquier otro país.

De acuerdo con datos de la Organización Internacional de Energía atómica (OIEA), al 31 de diciembre del 2011, 65 reactores nucleares estaban bajo construcción en 14 países⁶. En un futuro se planea la construcción de 115 reactores adicionales en 7 países, la mayoría en países en desarrollo, incluyendo 42 reactores planeados en China⁷.

Las centrales nucleares utilizan óxido de uranio como combustible primario para producir energía. Este combustible en forma de pastillas cerámicas se coloca en el interior de tubos metálicos denominados barras de combustible que se agrupan en conjuntos de distintas geometrías, configurando los elementos combustibles. Mediante el proceso de fisión nuclear se genera la energía que se utiliza para producir electricidad.

El material fisionable de los elementos combustibles se va agotando con el tiempo, por lo que resulta necesaria su sustitución. Regularmente, en períodos que oscilan típicamente entre 12 y 24 meses. La central nuclear entra en “paro” por recarga para sustituir parte de los elementos combustibles irradiados del núcleo.

Los elementos más antiguos, son sustituidos por unos nuevos o frescos que permanecerán en el núcleo del reactor, típicamente entre 3 y 5 ciclos de operación, hasta que tengan que ser sustituidos por otros nuevos.

El combustible gastado de las centrales nucleares de agua ligera se almacena normalmente en unas celdas o bastidores en el interior de albercas revestidas de acero. El agua de la alberca de combustible gastado cumple una doble función: por una parte, sirve de blindaje o barrera para la radiación que emite el combustible gastado y, por otra, para enfriarlo a medida que va decayendo con el tiempo.

Las políticas de gestión del combustible gastado varían de unos países a otros, si bien esta etapa inicial de enfriamiento en las albercas, tras su irradiación en el reactor, resulta común a todos los casos. El ciclo de combustible de una Central Nucleoeléctrica es el proceso que inicia en la minería del recurso energético (uranio) y culmina en la disposición del combustible gastado, pasando por las etapas de: refinación, enriquecimiento, fabricación de ensamblajes, y quemado del combustible. En la opción conocida como “ciclo cerrado”, el combustible gastado se envía a instalaciones comerciales de reprocesamiento, que pueden estar situadas en un país distinto al de origen, en las que se

⁵ Ibid.

⁶ Ibid.

⁷ Id. at 24-25 tbl. 12

separa el uranio y el plutonio remanentes para su utilización posterior como combustible fresco. El resto de componentes (productos de fisión, actínidos, productos de activación, componentes estructurales), junto con algunos residuos del propio proceso, se acondicionan en matrices sólidas que deberán ser objeto, asimismo, de almacenamiento temporal y gestión definitiva. El material una vez reprocesado deberá retornar, en su caso, al país de origen.

En otros casos, dependiendo de consideraciones económicas o estratégicas, se opta por el llamado “ciclo abierto”, en el que el combustible gastado se considera como residuo. Entonces el almacenamiento temporal resulta necesario desde el principio, en espera de una etapa de gestión posterior definitiva.

La capacidad de almacenamiento de las albercas de las centrales nucleares es limitada, pese a que, en general, ésta se puede ampliar mediante una operación de sustitución o cambio de los bastidores de almacenamiento para conseguir configuraciones más densas o compactas. Cuando ya no es posible aumentar más esta capacidad, normalmente, se recurre a tecnologías de almacenamiento en seco.

Esta necesidad de almacenamiento interino para el combustible gastado se presenta, en mayor medida, en el momento en que una central ha finalizado su operación y se quiere proceder a su desmantelamiento. Para ello, resulta necesario descargar todo el combustible gastado de la alberca como etapa previa a las tareas de desmantelamiento de la central y su posterior clausura. Esta actuación permitiría liberar el emplazamiento en el futuro de forma que pueda ser utilizado, sin restricciones, para otros fines.

1. Almacenamiento del combustible gastado

Este capítulo describe la experiencia operacional de las centrales nucleares en Estados Unidos con las tecnologías de expansión de almacenamiento de la alberca de combustible gastado (ACG), tales como el reracking (redistribución o cambio de bastidores), y el almacenamiento temporal en seco del combustible gastado en instalaciones independientes, mejor conocido como ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation)

Mientras el reracking ha sido el método más utilizado para expandir la capacidad de almacenamiento del combustible gastado (CG) durante los últimos 40 años, la experiencia de las centrales con la tecnología de almacenamiento en seco ha crecido exponencialmente desde 1986⁸. Aproximadamente en el año 2025⁹, la mayoría de las centrales nucleares alcanzarán su límite de expansión a través del reracking en las albercas de combustible gastado, por lo que se espera que todas implementen la tecnología de almacenamiento en seco del combustible gastado. Las centrales nucleares que han cesado operaciones definitivamente han descargado el CG de las albercas a instalaciones independientes para el almacenamiento temporal de combustible gastado con el fin de facilitar el desmantelamiento de las albercas.

Debido a la incertidumbre asociada con el programa a largo plazo para el manejo de los desechos de alto nivel, se espera que el combustible gastado se siga almacenando en sitio.

1.1. Experiencia en la expansión de almacenamiento del combustible gastado

Para incrementar la capacidad de almacenamiento de la alberca de CG la tecnología más utilizada durante los últimos 40 años por las centrales nucleares ha sido la expansión de la ACG a través del uso de bastidores de alta densidad. La mayoría de las centrales nucleares han cambiado sus bastidores al menos una vez y conforme la tecnología ha evolucionado muchas centrales lo han realizado más de una sola vez. Las mejoras en el diseño de los bastidores en general han disminuido el espacio de centro a centro en los bastidores de almacenamiento del CG para permitir que más ensambles de combustible se almacenen en la alberca.

⁸ La central Nuclear de Surry en Virginia fue la primera instalación de almacenamiento en Seco licenciada por la NRC en 1986.

⁹ Impacts Associated with transfer of spent Nuclear Fuel from spent fuel storage pools to dry storage after five years of cooling, 1021049, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 2010. P. 1-2

Como la mayoría de las centrales nucleares ya han realizado el “reracking” al menos una vez, en la última década ha habido limitaciones en las centrales nucleares para incrementar la capacidad de la alberca de combustible gastado a través del “reracking” convencional, la experiencia reciente en la expansión de la alberca de combustible gastado ha incluido la instalación de bastidores adicionales a áreas donde no hay alojamientos para el combustible gastado en la alberca, la concesión de licencia para el crédito del boro soluble en la alberca de almacenamiento, la licencia temporal de bastidores en áreas de carga de contenedores, y reemplazo de bastidores o instalación de insertos de veneno de neutrones para hacer frente a la degradación de los adsorbedores de neutrones¹⁰ como Boraflex™, y Boral™.

1.1.1. Cambio de bastidores “reracking” total y parcial

El “reracking” generalmente involucra el reemplazo de algunos o de todos los módulos de bastidores por unos de mayor densidad, o la instalación de nuevos bastidores en áreas de la alberca donde no existían, incrementando así la capacidad de almacenamiento.

Como se mencionó anteriormente, el diseño de bastidores de alta densidad típicamente tiene menores espacios de centro a centro que los bastidores de menor densidad, e incorporan material absorbedor de neutrones en la matriz del bastidor.

Los absorbedores de neutrones usados en el diseño de bastidores incluyen aluminio y boro (como Boral) o aluminum/boron carbide metal matrix composite material (como Metamic).

Para soportar el cambio de bastidores ya sea total o parcial de la alberca de combustible gastado se deben desarrollar análisis de seguridad. Estos análisis generalmente incluyen un análisis de criticidad de la alberca de CG; análisis de diseño estructural y mecánico, análisis sísmico, análisis de los requisitos de protección contra la radiación durante la remoción e instalación; análisis de consecuencias radiológicas; evaluación de cambios a las especificaciones técnicas, análisis de cargas pesadas sobre la alberca de CG durante la remoción e instalación de bastidores; y análisis termohidráulicos y de calor de decaimiento.

¹⁰ El boraflex fue usado para proveer control de reactividad en los racks de las albercas de combustible gastado que fueron construidos a finales de los 70's y principios de los 80's. Sin embargo el medio ambiente de las albercas causaron cambios en las propiedades químicas y física del Boraflex, resultando en un deterioro continuo del material en las albercas de combustible gastado. En 1996, la NRC emitió la carta genérica GL 96-04 para tratar el asunto de la degradación del Boraflex en los racks de almacenamiento de las albercas de combustible gastado.

1.1.2. Bastidores para el almacenamiento temporal

Durante la última década, las centrales nucleares han buscado enmiendas a las licencias de operación que les permitan la instalación y uso de módulos independientes de bastidores en el área de carga de contenedores de la alberca de combustible gastado. Estos bastidores temporales proveen una capacidad de almacenamiento adicional para permitir descargas del núcleo del reactor durante recargas de combustible y durante el movimiento o recolocación de los elementos combustibles. Son usados también para almacenar temporalmente el combustible nuevo antes de cargarlo en el núcleo del reactor durante una recarga de combustible. Estos bastidores temporales están diseñados para ser removidos del área de carga, para ser almacenados en cualquier otra parte en el sitio y de fácil limpieza. Dado que el área de carga se requiere para depositar los elementos combustibles gastados dentro de los contenedores para su almacenamiento en seco dentro del sitio, la remoción de estos bastidores temporales ocurre antes de las operaciones de carga. Con el fin de garantizar que las centrales tengan la capacidad de descarga del combustible gastado a un contenedor (para el almacenamiento en seco), la NRC ha impuesto condiciones a la licencia que requieren que el licenciataria restrinja el número de ensambles de combustible colocados en la alberca de combustible gastado y en el área de carga a no más de la capacidad de la ACG. Esta condición ha sido impuesta para asegurar que los licenciataria tendrán la capacidad de descargar y remover los bastidores temporales en el área de carga cuando se inicien las operaciones para el almacenamiento en seco. La condición se aplica en todo momento excepto durante las actividades asociadas con la descarga y recarga de combustible del núcleo del reactor.

1.2. Experiencia en el uso de almacenamiento en seco del combustible gastado

En noviembre de 1980, la NRC desarrolló por primera vez un marco regulatorio para el almacenamiento del CG fuera de las albercas de combustible con la emisión del Código Federal de Regulaciones, Título 10, Parte 72 “ Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste” (10CFR50.72). Esta nueva regulación fue soportada por el documento “Final Generic Environmental Impact Statement on Handling and Storage of Spent Light Water Power Reactor Fuel”, en la cual la NRC determinó que se necesitaría almacenamiento adicional fuera de las albercas de combustible gastado. La regulación es aplicable a los sistemas de almacenamiento en seco y húmedo en el sitio del reactor o fuera de este. En 1990, la NRC revisó el 10CFR50.72 para incluir nuevas regulaciones que rigen los procedimientos de la licencia general para el almacenamiento en seco. En lugar de solicitar una licencia específica de sitio bajo el 10CFR50.72, cualquier central nuclear con una licencia de operación 10CFR50 se le ha concedido una licencia general que les

permite almacenar el combustible gastado en contenedores certificados para el almacenamiento en seco.

1.2.1. Proyectos de demostración del almacenamiento en seco del combustible gastado

La sección 218 de la Ley de Política de desechos nucleares de Estados Unidos requirió al Departamento de Energía (DOE) establecer un programa de demostración, en cooperación con el sector privado, para el almacenamiento en seco del combustible gastado en instalaciones nucleares civiles. El objetivo de este programa fue el establecer las tecnologías de almacenamiento que la NRC podía aprobar por reglamentación, para su uso en sitios sin la necesidad de aprobaciones adicionales específicas de sitio.

En 1986, Virginia Power, inició su programa de investigación para proveer el almacenamiento adicional de combustible gastado a su central nuclear Surry usando la tecnología de almacenamiento en seco. El departamento de Energía (DOE) y EPRI firmaron acuerdos de cooperación con Virginia Power para demostrar dicha tecnología; selección y envío del combustible gastado a un sitio federal para almacenamiento; el diseño, y licencia para el inicio de operaciones de un ISFSI en la central Surry.

El acuerdo de cooperación revisó más de un diseño de contenedores en la central de Surry y en el Idaho National Laboratory (INL). El diseño de contenedores probados en el INL incluyó los contenedores metálicos, CASTOR V/21, Westinghouse MC-10 y el Transnuclear TN-24P¹¹.

Después de que la NRC otorgó la licencia específica de sitio a la central nuclear Surry, se efectuó la carga de 3 contenedores metálicos (de diferentes diseños) con CG en el ISFSI como parte del acuerdo de cooperación. El diseño de los contenedores bajo el acuerdo incluía al CASTOR V/21, Westinghouse MC-10 y el NAC I28.

DOE y EPRI también firmaron un acuerdo de cooperación con Carolina Power and Light Company para demostrar la tecnología de los NUHOMS para el almacenamiento en seco en la central nuclear Robinson. El proyecto inició en 1983 y concluyó en Julio de 1989 con la obtención de la licencia específica de sitio seguida de la carga de combustible gastado en 8 módulos de almacenamiento tipo NUHOMS-07P.

¹¹ Schoonen and Jensen, Spent fuel storage technology demonstrations at the Idaho national engineering Laboratory, wmsym, 1987

El DOE y EPRI participaron en un tercer acuerdo de cooperación con Wisconsin Electric Power Company y Sierra Nuclear Corporation para demostrar el contenedor de concreto VSC-17 en el INL. El proyecto comenzó en 1988 y sus objetivos eran demostrar el blindaje, el desempeño térmico y operacional del contenedor de concreto VSC-17 cuando éste estuviera cargado con combustible gastado. Este programa fue parte de las bases técnicas para el desarrollo de la tecnología VSC-24 la cual fue utilizada en varios ISFSI posteriormente.

1.2.2. Experiencia del almacenamiento en seco

Los primeros sistemas de almacenamiento en seco que fueron licenciados para su uso en ISFSI fueron sistemas de solo almacenamiento que fueron licenciados de acuerdo a las regulaciones de licencia específica de sitio de la NRC.

La central de Surry recibió la primera licencia ISFSI específica de sitio en Julio de 1986 de conformidad con el 10CFR72. La Licencia ISFSI de la Central Surry ha sido enmendada en varias ocasiones para incluir diseños de contenedores metálicos y para modificar las características del combustible que puede ser almacenado en los diferentes diseños de contenedores. Bajo dicha licencia, Surry ha cargado su CG en una amplia gama de contenedores metálicos: CASTOR V/21, MC-10, NAC-I28/ST, los cuales fueron parte del programa de demostración discutido anteriormente.

Además de los contenedores metálicos de almacenamiento utilizados en la Central de Surry, el programa de demostración¹² en la Central de Robinson condujo al licenciamiento de los sistemas de almacenamiento de contenedores de concreto NUHOMS (Nutech Horizontal Modular Storage). En agosto de 1986 la Central Robinson obtuvo la licencia ISFSI específica de la NRC para el uso del sistema de almacenamiento modular de contenedores de concreto de posición horizontal NUHOMS-07P. Esta licencia le permitió la carga de CG en ocho módulos NUHOMS-07P.

El proyecto de demostración de NUHOMS, dio la pauta para el desarrollo de sistemas de almacenamiento NUHOMS de mayor capacidad los cuales fueron utilizados por primera vez en la Central Oconee, la cual obtuvo su licencia específica del sitio en enero de 1990 para el almacenamiento de combustible gastado haciendo uso de NUHOMS-24P

En Noviembre de 1991, la NRC concedió la licencia específica del sitio para el cierre del Reactor de alta temperatura enfriado por Gas (HTGR) de Fort St. Vrain. El ISFSI fue licenciado para usar sistemas de bóvedas modulares (MVDS) diseñados por FW

¹² EPRI, NUHOMS Modular Spent-Fuel Storage System: Performance Testing, EPRI NP-6941, September, 1990.

Energy Applications Inc. El sistema MVDS es una estructura tipo bóveda que alberga los ensambles de combustible de forma individual dentro de la estructura de la bóveda. Este diseño no ha sido utilizado en ninguna otra central nuclear comercial en los Estados Unidos, sin embargo la tecnología ha sido usada en Europa y por el Departamento de Energía de los Estados Unidos en el INL.

1.2.3. Sistemas de almacenamiento de “propósito doble”

A finales de 1980, la industria nuclear comenzó a explorar el concepto “doble-propósito” para el almacenamiento en seco, esto es, sistemas de almacenamiento en seco que están licenciados por la NRC para almacenamiento y transporte sin la necesidad de volver a manejar los ensambles individuales de combustible gastado antes de su envío fuera de sitio. El interés por la tecnología “doble-propósito” fue en parte, por la preocupación de la industria de que el departamento de Energía (DOE) no sería capaz de tener o aceptar un repositorio en 1998. En diciembre de 1992, se dio a conocer una “nueva estrategia” para la gestión del CG. Esta nueva estrategia incluyó el desarrollo de contenedores basados en sistemas para el almacenamiento en el reactor, eventual transporte y posible disposición. El DOE refirió este concepto como “multi propósito” (MPC) en referencia al almacenamiento, transporte y disposición y elaboró estudios de factibilidad emitiendo un reporte de diseño conceptual en 1993.

En 1994, el DOE solicitó propuestas para el diseño y posible certificación de los sistemas MPC y fue en 1995 cuando adjudicó un contrato a la compañía Westinghouse Electric Corporation para el diseño de MPC. Debido a problemas financieros las actividades asociadas con el desarrollo de los sistemas MPC por el DOE se cancelaron en 1996.

Debido a la cancelación del programa del DOE para el sistema MPC, se estimuló a la industria privada para que desarrollara la tecnología “doble propósito” para el almacenamiento en seco. Frente a un programa incierto para el retiro del combustible gastado fuera del sitio, uno de los beneficios de la tecnología doble propósito para el almacenamiento en seco es que, una vez que el CG se ha cargado en los contenedores de doble propósito, no se tiene que manejar 2 o más veces el CG para su eventual transferencia a un sistema federal de gestión de desechos radiactivos. Con un sistema de solo almacenamiento, el CG se transfiere de la alberca de CG al sistema de almacenamiento en seco; el CG se almacena en el ISFSI por un periodo indefinido de tiempo; y se vuelve a cargar el CG en un contenedor de transporte para su traslado fuera del sitio.

Si únicamente se confía en los sistemas de sólo almacenamiento, para el almacenamiento en seco del combustible en sitio, la alberca de combustible gastado debe mantenerse en condiciones de operación óptimas para transferir el combustible gastado de los sistemas de sólo almacenamiento a los contenedores de transporte para su traslado fuera de sitio cuando se requiera en el futuro.

El desarrollo de la tecnología de almacenamiento en seco de doble propósito ha sido de particular importancia para las centrales nucleares que han cesado sus operaciones y han descargado su combustible gastado a tecnologías de almacenamiento en seco. Lo anterior porque los licenciarios han sido capaces de desmantelar sus centrales nucleares, incluyendo la alberca de combustible gastado, permitiendo una disminución en los costos de operación y mantenimiento a largo plazo, asociados con el almacenamiento del combustible gastado, hasta que éste es finalmente retirado del sitio.

Con la prospectiva del almacenamiento en seco a largo plazo en las centrales nucleares, la mayoría de los ISFSI desde el 2000 han cargado el CG en tecnologías de almacenamiento en seco de doble propósito. Incluso aquellas compañías/centrales en las cuales sus ISFSI iniciaron operaciones en los años 1980 y 1990 han hecho la transición de tecnologías de solo almacenamiento a tecnologías de doble propósito. De hecho, sólo las tecnologías de doble propósito son comercializadas en los Estados Unidos. La Tabla 1-1 muestra un resumen cronológico de las instalaciones de almacenamiento en seco en las centrales de Estados Unidos de 1986 a la fecha¹³. En abril del 2010 existían 47 ISFSI en operación de aproximadamente 77 centrales nucleares. A finales del 2009, cerca de 63,000 MTU de combustible gastado estaba permanentemente almacenado (en seco y húmedo) con más de 13,000 MTU de CG en más de 1200 sistemas de almacenamiento en seco.

Tabla 1-1 Experiencia operativa de ISFSI's

Nombre de la Central	Nombre de la compañía	Tipo	Tipo de Licencia	Tecnología de Almacenamiento	Año de la primera carga de CG
Surry 1 & 2	Dominion Generation	PWR	Específica de Sitio	CASTOR V/21 MC-10, NAC I-28 CASTOR X /, TN-32	1986
			General	NUHOMS-32PTH	2007
H.B Robinson	Progress Energy	PWR	Específica de Sitio	NUHOMS-07P	1989
			General	NUHOMS-24PTH	2004
Oconee 1, 2, 3	Duke Energy	PWR	Específica de Sitio	NUHOMS-24P	1990
			General	NUHOMS-24P NUHOMS-24PHB	2000
Fort St. Vrain	U.S. DOE	HTGR	Específica de Sitio	FOSTER WHEELER	1991

¹³ NRC, Information Digest 2012-2013, NUREG-1350 Volume 24, Appendix O.

Nombre de la Central	Nombre de la compañía	Tipo	Tipo de Licencia	Tecnología de Almacenamiento	Año de la primera carga de CG
				MVDS	
Calvert Cliffs 1 & 2	Constellation Energy	PWR	Específica de Sitio	NUHOMS-24P NUHOMS-32P	1992
Palisades	Entergy Nuclear Operations	PWR	General	VSC-24 NUHOMS-32PT NUHOMS-24PTH	1993
Prairie Island 1 & 2	Xcel Energy	PWR	Específica de Sitio	TN-40	1993
Point Beach 1 & 2	FPL Energy Point Beach	PWR	General	VSC-24 NUHOMS-32PT	1995
Davis Besse	FirstEnergy Nuclear Operating Co.	PWR	General	NUHOMS-24P	1995
Arkansas Nuclear One 1 & 2	Entergy Nuclear Operations	PWR	General	VSC-24 HI-STORM 24P HI-STORM 32P	1996
North Anna 1 & 2	Dominion Generation	PWR	Específica de Sitio	TN-32	1998
			General	NUHOMS-32PTH	2008
Susquehanna 1 & 2	PPL Susquehanna LLC	BWR	General	NUHOMS-52B NUHOMS-61BT	1999
Peach Bottom 2 & 3	Exelon Generation	BWR	General	TN-68	2000
Dresden 1, 2, 3 (Unidad 1- apagada)	Exelon Generation	BWR	General	HI-STAR 68B HI-STORM 68B	2000
Hatch 1 & 2	Southern Nuclear Operating Co.	BWR	General	HI-STAR 68B HI-STORM 68B	2000
Rancho Seco (Apagada)	Sacramento Municipal Utility District	PWR	General	NUHOMS-24P	2001
McGuire 1 & 2	Duke Energy	PWR	General	TN-32 NAC UMS	2001
Trojan (Apagada)	Portland General Electric	PWR	Específica de Sitio	TranStor Overpack HI-STORM 24P MPC	2002
Oyster Creek	Exelon Generation	BWR	General	NUHOMS-61BT	2002
Yankee Rowe (apagada)	Yankee Atomic Electric Co.	PWR	General	NAC MPC	2002
Columbia	Energy Northwest	BWR	General	HI-STORM 68B	2002
Big Rock Points (apagada)	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	Fuel Solutions W150	2002
FitzPatrick	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	HI-STORM G8B	2002
Maine Yankee (apagada)	Maine Yankee Atomic Power	PWR	General	NAC UMS	2002
Palo Verde 1, 2, 3	Arizona Public Service	PWR	General	NAC UMS	2003
San Onofre 1, 2, 3 (Unidad 1- apagada)	Southern California Edison	PWR	General	NUHOMS-24PT	2003
Duane Arnold	FPL Energy	BWR	General	NUHOMS 61BT	2003
Haddam Neck (apagada)	Connecticut Light & Power	PWR	General	NAC MPC	2004
Sequoyah 1 & 2	Tennessee Valley Authority	PWR	General	HI-STORM 32P	2004
Millstone 1, 2, 3 (Unidad 1 – apagada)	Dominion Generation	Unidad 1- BWR Unidad 2, 3 – PWR	General	NUHOMS-32PT	2005
Farley 1 & 2	Southern Nuclear Operating Co.	PWR	General	HI-STORM 32P	2005
Browns Ferry 1, 2, 3	Tennessee Valley Authority	BWR	General	HI-STORM 68B	2005

Nombre de la Central	Nombre de la compañía	Tipo	Tipo de Licencia	Tecnología de Almacenamiento	Año de la primera carga de CG
Quad Cities 1 & 2	Exelon Generation	BWR	General	HI-STORM 68B	2005
River Bend	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	HI-STORM 68B	2005
Fort Calhoun	Omaha Public Power District	PWR	General	NUHOMS-32PT	2006
Hope Creek	PSEG Nuclear	BWR	General	HI-STORM 68B	2006
Grand Gulf	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	HI-STORM 68B	2006
Catawba 1 & 2	Duke Energy	PWR	General	NAC UMS	2007
Indian Point 1,2, 3 (Unidad 1-apagada)	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	HI-STORM 32P	2008
Vermont Yankee	Entergy Nuclear Operations	BWR	General	HI-STORM 68B	2008
Limerick 1 & 2	Exelon Generation	BWR	General	NUHOMS 61BT	2008
St. Lucie 1 & 2	FPL Energy	PWR	General	NUHOMS 32PT	2008
Seabrook	FPL Energy	PWR	General	NUHOMS 32PT	2008
Monticello	Xcel Energy	BWR	General	NUHOMS 61BT	2008
Humboldt Bay (Apagada)	Pacific Gas & Electric	BWR	Específica de Sitio	HI-STAR 100	2008
Kewaunee	Dominion Generation	PWR	General	NUHOMS-32P	2009
Diablo Canyon 1 & 2	Pacific Gas & Electric	PWR	Específica de Sitio	HI-STORM 32P	2009
Byron	Exelon Generation	PWR	General	HI STORM 100	2010
LaSalle	Exelon Generation	BWR	General	HI STORM 100	2010
Turkey Point ISFSI	Florida Power and Light Company	PWR	General	NUHOMES HD	2010
Waterford	Entergy Nuclear Operations	PWR	General	HI STORM 100	2011
Braidwood	Exelon Generation	PWR	General	HI STORM 100	2011
Comanche Peak	Luminant Generation Company	PWR	General	HI STORM 100	2012

Ocho de los ISFSI que se encuentran en operación son exclusivamente de centrales nucleares que han cesado su operación (Fort St. Vrain, Rancho Seco, Trojan, Yankee Rowe, Big Rock Point, Maine Yankee, Haddam Neck, and Humboldt Bay).

Como se muestra en la Tabla 1-2, se espera que para el 2020 casi todas las centrales nucleares comerciales de Estados Unidos tengan un ISFSI en operación en sitio. En el periodo 2013 a 2020, se pronostica que se implementen 8 ISFSI adicionales de las cuales el inicio de operación de muchas de ellas será entre el 2013 y 2015. Se espera que estas instalaciones utilicen la tecnología de doble propósito. De acuerdo a estimaciones el resto de las centrales nucleares implementarán el almacenamiento en seco aproximadamente en el 2025.

Tabla 1-2 ISFSI's a construirse en el corto plazo (2013-2020)

Nombre de la Central	Nombre de la compañía	Tipo	Año de la primera carga de CG
Beaver Valley 1	FirstEnergy Nuclear Operating Co.	PWR	2013-2014
Clinton	Exelon Generation	BWR	2016
Comanche Peak	TXU Generating Company	PWR	2014-2016
Nine Mile Point 1 & 2	Constellation Energy	BWR	2012
Pilgrim	Entergy Nuclear Operations	BWR	2014-2015
Summer	South Carolina Electric & Gas	PWR	2015-2017
Vogtle	Southern Nuclear Operating Co.	PWR	2013-2014
Watts Bar 1 & 2	Tennessee Valley Authority	PWR	2020

2. Análisis de regulaciones para un ISFSI

Las regulaciones existentes en diversos países dividen administrativamente el licenciamiento de un ISFSI en varias etapas: selección del sitio, diseño, construcción, operación y clausura (cese de operaciones, terminación de licencia, desmantelamiento o liberación de sitio), para cada una de estas etapas se deben satisfacer criterios y requisitos de seguridad, establecidos por el organismo regulador y cuyo objetivo es garantizar la seguridad del personal, la población y el ambiente, es importante remarcar que, desde el momento que se concibe la instalación, la evaluación de seguridad debe analizar el comportamiento de la misma en todas las etapas antes referidas, con la finalidad de que se tomen las previsiones a que haya lugar, dicha evaluación de seguridad deberá revisarse periódicamente o cuando haya alguna modificación.

Un aspecto importante que determinará el futuro de un ISFSI es la selección del sitio, ya que de ello depende el grado de complejidad del diseño para cumplir con los objetivos de seguridad y la aceptación social de la instalación, por lo que se debe poner especial atención en el proceso que se deberá realizar a este respecto.

El objetivo de este capítulo es realizar el análisis de las recomendaciones del OIEA, la regulación de los Estados Unidos de Norteamérica, la regulación Española, y la regulación Mexicana con respecto a los requisitos para la selección de un sitio para la construcción de un ISFSI.

2.1. Documentación del OIEA

La estructura jerárquica actual de los documentos del OIEA se esquematiza en la Figura 2-1.

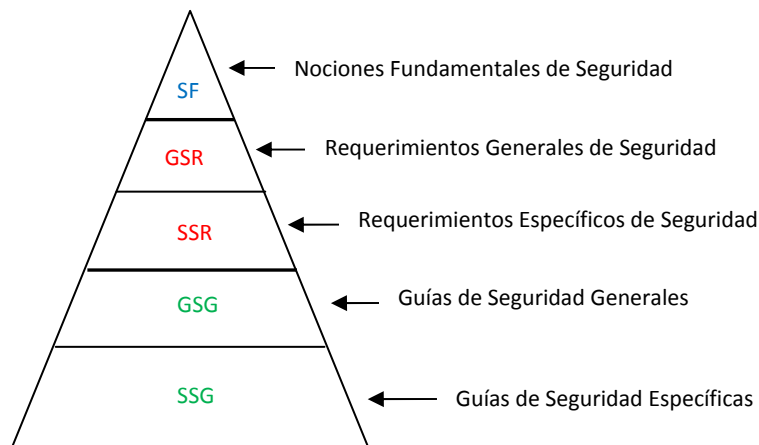


Figura 2.1 Estructura jerárquica de los documentos del OIEA

Las normas de seguridad del OIEA comprenden las Nociones Fundamentales de Seguridad (SF), los Requisitos Generales y Específicos de Seguridad y las Guías de Seguridad Generales y Específicas; el Organismo y las organizaciones patrocinadoras las aplican en sus operaciones, y se recomienda que los Estados, las autoridades nacionales y otras organizaciones internacionales las utilicen en relación con sus propias actividades.

Las Nociones Fundamentales de Seguridad presentan los objetivos y principios fundamentales de protección y seguridad, y constituyen la base de los requisitos de seguridad.

Los requisitos de seguridad se rigen por los objetivos y principios de las Nociones Fundamentales de Seguridad. Si los requisitos no se cumplen, deben adoptarse medidas para alcanzar o restablecer el grado de seguridad requerido.

Las guías de seguridad ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad, lo que indica un consenso internacional en el sentido de que es necesario adoptar las medidas recomendadas (u otras medidas equivalentes).

Desde hace años los países miembros del OIEA están armonizando, homogenizando o adoptando en sus regulaciones las recomendaciones del OIEA.

Partiendo del hecho de que un ISFSI es una instalación nuclear, el conjunto de documentos relacionados con principios, objetivos y requisitos de seguridad que podrían ser aplicables para una instalación de este tipo en su fase de emplazamiento, se lista a continuación:

-
1. Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos¹⁴
 2. Seguridad en Instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear (NS-R-5)
 3. Evaluación de Sitio para una Instalación Nuclear (NS-R-3)
 4. Guías de Seguridad relacionadas.

Para los mismos se describe su objetivo y de manera general los principios, objetivos y requisitos asociados.

Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos

Si bien la Convención Conjunta, no forma parte de los documentos del OIEA, la misma está patrocinada por este Organismo. Se espera que en un futuro cercano, México firme dicha Convención lo cual obligará a que nuestro país establezca los mecanismos para que la gestión de los desechos radiactivos y combustible gastado se lleve a cabo, bajo un sistema regulador congruente con los estándares internacionales que en materia de seguridad se han ido desarrollando, lo que contribuirá a mejorar la seguridad en la aplicación de estas prácticas. Por lo que es importante que se analicen los objetivos y acciones solicitadas en la Convención para plasmarlos en los requisitos y criterios que se impongan en los documentos reguladores sobre la materia.

En su primer artículo del documento de la Convención se establecen sus objetivos:

ARTÍCULO 1. OBJETIVOS

Los objetivos de esta Convención son:

- i. Lograr y mantener en todo el mundo un alto grado de seguridad en la gestión del combustible gastado y de los desechos radiactivos mediante la mejora de las medidas nacionales y de la cooperación internacional, incluida, cuando proceda, la cooperación técnica relacionada con la seguridad;
- ii. Garantizar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos haya medidas eficaces contra los riesgos radiológicos

¹⁴ IAEA, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546, VIENNA, 1998.

potenciales a fin de proteger a las personas, a la sociedad y al medio ambiente de los efectos nocivos de la radiación ionizante, actualmente y en el futuro, de manera que se satisfagan las necesidades y aspiraciones de la generación presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer sus necesidades y aspiraciones;

- iii. Prevenir los accidentes con consecuencias radiológicas y mitigar sus consecuencias en caso de que se produjesen durante cualquier etapa de la gestión de combustible gastado o de desechos radiactivos.

El artículo que tiene relación con el sitio:

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 la selección de sitio que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional;
 - ii. Evaluar el impacto probable de la seguridad de dicha instalación en las personas, la sociedad y el medio ambiente;

Principios Fundamentales de Seguridad. Nociones Fundamentales de Seguridad¹⁵

El documento establece que el objetivo fundamental de la seguridad es proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y para garantizar que las instalaciones se exploten y las actividades se realicen de modo que se logre el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar, es necesario adoptar medidas durante todas las etapas de la instalación (emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio y la explotación, así como la clausura y el cierre) con el fin de:

- a) controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la liberación de material radiactivo al medio ambiente;

¹⁵ IAEA, Fundamental Safety Principles, Safety Standards Series No. SF-1, Vienna, 2006.

- b) reducir la probabilidad de sucesos que puedan dar lugar a una pérdida de control sobre el núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación;
- c) mitigar las consecuencias de esos sucesos, cuando se produzcan.

Para cumplir con los objetivos anteriores, el documento enuncia diez principios fundamentales de seguridad, los cuales se muestran en la Tabla 2-1.

Tabla 2-1. Principios fundamentales de seguridad

Principio no.	Enunciado
1	Responsabilidad de la seguridad. La responsabilidad primordial de la seguridad debe recaer en la persona u organización a cargo de las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones.
2	Función del gobierno. Debe establecerse y mantenerse un marco de seguridad jurídica y gubernamental eficaz, que incluya un órgano regulador independiente.
3	Liderazgo y gestión en pro de la seguridad. Deben establecerse y mantenerse un liderazgo y una gestión que promuevan eficazmente la seguridad en las organizaciones que se ocupan de los riesgos asociados a las radiaciones, y en las instalaciones y actividades que los generan.
4	Justificación de las instalaciones y actividades. Las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones deben reportar un beneficio general.
5	Optimización de la protección. La protección debe optimizarse para proporcionar el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar.
6	Limitación de los riesgos para las personas. Las medidas de control de los riesgos asociados a las radiaciones deben garantizar que ninguna persona se vea expuesta a un riesgo de daños inaceptable.
7	Protección de las generaciones presentes y futuras. Deben protegerse contra los riesgos asociados a las radiaciones las personas y el medio ambiente del presente y del futuro.
8	Prevención de accidentes. Deben desplegarse todos los esfuerzos posibles para prevenir los accidentes nucleares o radiológicos y para mitigar sus consecuencias.
9	Preparación y respuesta en casos de emergencia. Deben adoptarse disposiciones de preparación y respuesta para casos de incidentes nucleares o radiológicos.
10	Medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados. Las medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados deben

Principio no.	Enunciado
	justificarse y optimizarse.

Seguridad de las Instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear¹⁶

Para cumplir con los principios fundamentales de seguridad, el OIEA establece en esta publicación los requisitos generales que se deben satisfacer para garantizar la seguridad en todas las etapas (emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, operación y clausura) de una instalación del ciclo de combustible nuclear. En particular en su sección 5, se establecen requerimientos generales a considerar para la evaluación inicial y selección del sitio de una instalación, así como la evaluación continua del mismo. Y señala en particular que la evaluación del sitio deberá llevarse a cabo sobre las bases de los requerimientos específicos señalados en el documento “Requerimientos de Seguridad, Evaluación de Sitio para Instalaciones Nucleares”.

Evaluación de Sitio para Instalaciones Nucleares¹⁷

Partiendo de los criterios generales establecidos en el documento “Seguridad de las Instalaciones del Ciclo de Combustible Nuclear. Requisitos de Seguridad” en su sección 5, que establece los criterios para la selección del sitio para una instalación del ciclo de combustible y del documento “Evaluación del Sitio para Instalaciones Nucleares” que tiene como objetivo establecer requisitos sobre los elementos a considerar en una evaluación de sitio de una instalación nuclear, de tal forma que se puedan caracterizar totalmente las condiciones específicas de sitio relacionadas con la seguridad de la instalación, se identifican los criterios y requisitos aplicables a la selección del sitio para un almacén temporal de combustible gastado.

Por otra parte el propósito del documento “Evaluación del sitio para instalaciones nucleares”, es el de establecer requerimientos para los criterios a ser aplicados en la interacción sitio-instalación bajo condiciones de operación normal y de accidente con la finalidad de:

¹⁶ IAEA, Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Safety Standards Series No. NS-R-5, Vienna, 2008.

¹⁷ IAEA, Site Evaluation for Nuclear Installations, Safety Standards Series No. NS-R-3, Vienna, 2003

- a) Definir lo extenso y el detalle de la información sobre el sitio propuesto, a ser presentado por el licenciatarario.
- b) Evaluar el sitio propuesto para garantizar que los fenómenos relacionados con el mismo así como sus características han sido tomadas debidamente en cuenta.
- c) Analizar las características de la población de la región y la capacidad de implementar planes de emergencia sobre la vida útil proyectada de la instalación.
- d) Definir los riesgos relacionados con el sitio.

Adicionalmente se señala que el principal objetivo de una evaluación de sitio para una instalación nuclear, en términos de seguridad nuclear, es proteger al público y al ambiente de las consecuencias radiológicas debido a las liberaciones radiactivas durante operación normal y en caso de accidente de la instalación nuclear. En la evaluación de la idoneidad de un sitio para una instalación nuclear, se deben considerar los siguientes aspectos:

- a) Los efectos externos que ocurran en la región del sitio particular (estos eventos pueden ser de origen natural e inducidos por el hombre);
- b) Las características del sitio y su ambiente que pudieran influir en la incorporación hacia el público o el ambiente del material radiactivo liberado;
- c) La densidad y distribución de la población y otras características de la zona externa que puedan afectar la posibilidad de implementar medidas de emergencia y la necesidad para evaluar los riesgos a los individuos y a la población”

En base a lo señalado anteriormente en el documento se establecen criterios y requisitos.

La Tabla 2-2 muestra de forma general la estructura del documento NS-R-3.

Tabla 2-2. Estructura general del documento NS-R-3

Área	Secciones aplicables
Criterios Generales	2.4-2.12
Criterios para Riesgos Asociados con Eventos Naturales e Inducidos por el Hombre	2.14-2.21

Área	Secciones aplicables
Criterios para Determinar los Efectos de la Instalación Nuclear sobre la Región	2.22-2.25
Criterios sobre la Consideración de los Planes de Requisitos Específicos para la Evaluación de Eventos	2.26-2.29
Sismos y Fallas Superficiales	3.1-3.7
Eventos Meteorológicos	3.8-3.17
Inundaciones	3.8-3.32
Riesgos Tectónicos	3.33-3.43
Eventos Inducidos por el Hombre	3.44-3.51
Otras Consideraciones	3.52-3.55
Características del Sitio y Efectos Potenciales de la Instalación Nuclear en la Región	4.1-4.3
Dispersión Atmosférica de Material Radiactivo	4.1-4.3
Dispersión de Material Radiactivo a través del Agua	4.4-4.6
Distribución de la Población	4.10-4.13
Usos del Suelo y Agua de la Región	4.14
Radiactividad Ambiental	4.15
Monitoreo de Riesgos	4.16

Es importante notar que el alcance del documento parte del hecho de que ya se tiene el sitio propuesto, no cubriendo la etapa de la selección del mismo.

Guías de Seguridad

Las guías de seguridad ofrecen recomendaciones y orientación sobre cómo cumplir los requisitos de seguridad.

Del análisis se observa que el conjunto de documentos del OIEA, en relación a los principios, objetivos, criterios y requisitos para la fase de evaluación del sitio son consistentes entre sí y están en consonancia con los objetivos y requerimientos plasmados en la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos. Si bien en la discusión de los documentos, se utiliza el término instalación nuclear no hay inconsistencia en aplicar los mismos requisitos a un ISFSI, dado que conforme a la regulación mexicana, cualquier instalación para el almacenamiento de combustible nuclear (nuevo o gastado) es una instalación nuclear.

2.2. Normas de los EE UU

El marco regulador que rige en los Estados Unidos de Norteamérica se integra de Actas, y Código Federal de Regulaciones, el cual es complementado por guías reguladoras apoyadas en normas que tienen carácter de recomendación. La Figura 2-2 muestra la estructura jerárquica del marco regulador.



Figura 2 -2 Estructura jerárquica del marco regulador de EE.UU.

En materia nuclear, aplicable a instalaciones nucleares, el marco está conformado de la siguiente forma:

- 1) Actas: Acta de Energía Atómica (AEA)¹⁸ y el Acta Nacional de Política Ambiental (NEPA)¹⁹
- 2) Código Federal de Regulaciones, Título 10 y Título 40
- 3) Guías Reguladoras
- 4) Estándares

2.2.1. Acta de energía atómica (AEA) de 1954

El AEA estableció la Comisión de Energía Atómica, predecesor de la NRC y del DOE, con responsabilidad federal para regular el uso comercial de los materiales

¹⁸ Atomic Energy Act of 1954, as Amended. (Public Law 83-703, 68 Stat. 919)

¹⁹ National Environmental Policy Act of 1969. (Public Law 91-190, approved January 1, 1970, 83 Stat. 855)

nucleares incluyendo la regulación de reactores nucleares civiles. Esta acta regula tres tipos de materiales:

- a. Material Nuclear especial, uranio-233, uranio-235, uranio enriquecido y plutonio:
- b. Material fuente, uranio o torio natural o uranio agotado no útil para uso como combustible nuclear en un reactor; y
- c. Material “byproduct”.

Bajo la reorganización del Plan 3 de 1970 se crea la Environmental Protection Agency (EPA), misma a la que se le transfiere la autoridad para aplicar la regulación en materia ambiental y la protección radiológica del público.

2.2.2. Acta nacional de política ambiental (NEPA) de 1969

En la NEPA se establece la Política Nacional sobre la protección al ambiente. Les requiere a las Agencias Federales consideren valores y factores ambientales en la planeación y toma de decisiones. El cumplimiento total con la letra y espíritu de la NEPA es la Carta Nacional para protección del ambiente, prioridad esencial para la EPA, el DOE y la NRC.

2.2.3. Código federal de regulaciones (CFR), título 10 Energía y 40 Protección al Medio Ambiente

Son documentos en los cuales se establecen las regulaciones relacionadas con las actividades de uso y manejo de materiales y energía nuclear así como requisitos que tienen el fin de la protección del ambiente y de la población. Estos reglamentos son complementados por guías reguladoras, las cuales a su vez se apoyan en estándares como ANSI, IEEE, etc.

En lo que respecta al control regulador del combustible gastado, la regulación aplicable es la establecida en el 10 CFR Parte 72 “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste” de la cual se extraen los requerimientos que debe cumplir un sitio para un almacén temporal independiente de combustible gastado.

La regulación 10CFR72 establece requisitos, procedimientos y criterios para la emisión de licencias para recibir, transferir y poseer combustible gastado de reactores de potencia, y desechos relacionados con el reactor con clase mayor a Clase C (GTCC1), y otros materiales radiactivos asociados con el almacenamiento de combustible gastado en un ISFSI y los términos y las condiciones bajo los cuales la NRC emitirá estas licencias.

El 10CFR72 también establece requisitos, procedimientos, y criterios para la emisión de Certificados de Cumplimiento que aprueban diseños de contenedores de almacenamiento de combustible gastado. A continuación se muestran los títulos de las principales secciones del 10CFR72.

Subparte A	Disposiciones Generales
Subparte B	Solicitud de Licencia, Formato, y Contenido
Subparte C	Otorgamiento de Licencia y Condiciones de Licencia
Subparte D	Registros, Reportes, Inspecciones, y Coerción
Subparte E	Factores de Evaluación del Sitio
Subparte F	Criterios Generales de Diseño
Subparte G	Garantía de Calidad
Subparte H	Protección Física
Subparte I	Entrenamiento y Certificación del Personal
Subparte K	Licencia General para Almacenamiento de Combustible Gastado en Sitios con Reactores Nucleares de potencia
Subparte L	Aprobación de Contenedores de Almacenamiento de Combustible Gastado

Esta regulación establece los requisitos que se deben cumplir para obtener la licencia de almacenamiento de combustible gastado y desechos radiactivos para una instalación, para la cual se debe evaluar el sitio, el diseño de la instalación con sus sistemas, estructuras y componentes, presentando un Informe de Análisis de Seguridad (SAR). En el SAR se debe describir el diseño y operación de la instalación contra los criterios de diseño aplicables, además de contener especificaciones técnicas y análisis de consecuencias radiológicas debido a los accidentes postulados. También, para este licenciamiento se debe efectuar un análisis de impacto ambiental, radiológico y no radiológico, para operación normal. En esta regulación se toma en cuenta la certificación de contenedores para almacenamiento de combustible gastado. Se ha encontrado que el contenido de la regulación 10CFR72 trata de ser tipo “todo incluido” porque

establece requisitos sobre programas de entrenamiento, plan de garantía de calidad, plan de emergencia, plan de seguridad física, plan financiero para el cierre definitivo y desmantelamiento (clausura o cese de operaciones) de la instalación.

De acuerdo con el NUREG-1567²⁰, el proceso de revisión por parte del organismo regulador para una solicitud de licenciamiento de un ISFSI involucra las siguientes fases: (1) evaluación del sitio, (2) evaluación de sistemas de operación, (3) evaluación de criterios de diseño y técnicos, (4) evaluación de programas propuestos para apoyar la protección de los trabajadores, la seguridad y salud del público, (5) evaluación de accidentes, y (6) evaluación de las especificaciones técnicas propuestas.

2.2.4. Guías reguladoras y ANS/ANSI

Las guías reguladoras son complemento a la regulación y establecen criterios específicos para cumplir con la misma. Las normas ANS son documentos no obligatorios que dan la pauta para cumplir con los requisitos sobre algún tópico en particular.

Las guías reguladoras que a continuación se citan están relacionadas con requisitos para instalaciones de almacenamiento de combustible gastado:

- 1) Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Rev. 2, March 2007.
- 2) Regulatory Guide 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, August 1989.
- 3) Regulatory Guide 3.54, Spent Fuel Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation, Rev.1. January 1999.
- 4) Regulatory Guide 3.60, Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage), March 1987.

²⁰ NRC, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, NUREG-1567, Washington, D.C, 2000.

-
- 5) Regulatory Guide, "Standard Format and Content of Decommissioning Plans for Licensees Under 10 CFR Parts 30, 40, and 70." August 1989.
 - 6) Regulatory Guide, "Standard Format and Content of Financial Assurance Mechanisms Required for Decommissioning Under 10 CFR 30, 40, 70, and 72." June 1990.
 - 7) Regulatory Guide 3.67, "Standard Format and Content for Emergency Plans for Fuel Cycle and Materials Facilities." January 1992.
 - 8) Regulatory Guide 4.1, "Programs for Monitoring Radioactivity in the Environs of Nuclear Power Plants." Revision 1, April 1975.
 - 9) Regulatory Guide 4.16, "Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactivity in Releases of Radioactive Materials in Liquid and Airborne Effluents from Nuclear Fuel Processing and Fabrication Plants." Revision 1, December 1985.
 - 10) Regulatory Guide 3.72, Guidance for Implementation of 10 CFR 72.48, Changes, Tests, and Experiments, March 2001
 - 11) ANSI/ANS 57.9-1984, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type)."

2.3. Regulación española

La regulación Española está integrada por Leyes, Reglamentos y Decretos. La estructura jerárquica se esquematiza en la Figura 2-3.



Figura 2-3 Estructura Jerárquica de la regulación Española

Actualmente España se encuentra en un proceso para la construcción de un almacén temporal de combustible gastado, al cual han llamado Almacén Temporal Centralizado (ATC), el primer paso que se ha dado para ello ha sido la solicitud de ENRESA de la aprobación del diseño conceptual con base a lo establecido en el artículo 81 del Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas Publicado en el BOE nº 313 de 31 de diciembre de 1999 mediante el Real Decreto 1836/1999, dicho Reglamento a la fecha ha sufrido modificaciones, las cuales fueron hechas oficiales mediante el *REAL DECRETO 35/2008, de 18 de enero, por el que se modifica el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre*, por lo que el artículo 81 ahora es el artículo 82 y 83 en el reglamento actual los cuales se reproducen a continuación:

CAPÍTULO III *Apreciación, certificación y convalidación de diseños*

*Artículo 82. **Apreciación de nuevos diseños o modelos.***

1. Cualquier persona o entidad podrá solicitar del Consejo de Seguridad Nuclear la emisión de una declaración de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación, o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica de las instalaciones o actividades a que se refiere este Reglamento, para lo que presentará una solicitud ante dicho organismo, acompañada de los documentos necesarios para efectuar dicha declaración.
2. La declaración del Consejo de Seguridad Nuclear podrá ser incluida como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en este Reglamento, siempre que se cumplan los límites y condiciones impuestos en la declaración.

Artículo 83. *Certificación y validación de nuevos diseños o modelos.*

1. A los efectos de este Reglamento se entiende por:
 - a) Certificación de conformidad de un diseño: la aceptación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear de su uso en España.
 - b) Validación de un diseño: la aceptación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear de una certificación de conformidad o documentación equivalente emitida por la autoridad competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica de otro país, cuya normativa técnica sea compatible con la aplicada en España.
2. Se podrán certificar o convalidar diseños, genéricos o no, entre otros, de:
 - a) Combustible nuclear.
 - b) Metodologías de análisis de seguridad.
 - c) Modelos de simulación.
 - d) Protocolos de verificación.
 - e) Contenedores de almacenamiento de combustible gastado.
3. Cualquier persona física o jurídica podrá solicitar al Consejo de Seguridad Nuclear la certificación de conformidad o la convalidación de un diseño. A la solicitud de certificación o validación se acompañarán los documentos siguientes:
 - a) La descripción del diseño que se quiere certificar o validar, justificando el uso previsto.
 - b) Los estudios que permitan garantizar que se cumplen las condiciones de seguridad exigibles.
 - c) En el caso de validaciones, documentos que acrediten la certificación de conformidad o documentación equivalente.

-
- d) Cualesquiera otros que el solicitante considere necesarios en apoyo de su solicitud.

En el anexo contenido en la declaración ARAA/ATC/06/01 titulado “LÍMITES Y CONDICIONES DE LA APRECIACIÓN FAVORABLE DEL CSN AL DISEÑO GENÉRICO DE UNA INSTALACION DE ALMACENAMIENTO TEMPORAL CENTRALIZADO (ATC) DE COMBUSTIBLE GASTADO Y RESIDUOS DE ALTA Y MEDIA ACTIVIDAD”²¹, se establecen los límites y condiciones técnicas que deberá cumplir el sitio que finalmente sea elegido para un almacén temporal de combustible gastado cuyo diseño sea el diseño conceptual aceptado por el CSN, los que por su origen podemos considerar como el marco regulador que deberá cumplir el sitio y que son los siguientes:

1. El estudio del sitio que finalmente sea elegido para ubicar el ATC determinará ineludiblemente:
 - a) Los fenómenos naturales externos y los inducidos por el hombre para incluirlos en las bases de diseño de detalle, teniendo en cuenta la clasificación dada en la norma ANSI/ANS 57.9-1992 “Design criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type)”. El diseño de detalle considerará una frecuencia anual media de corte de un suceso en un millón de años (10^{-6} /año) como umbral de los sucesos base de diseño.

En el diseño de detalle del ATC, se deberá determinar cuál es la probabilidad de excedencia asociada a cada suceso tal como accidente de impacto de avión, inundaciones externas, tornados y huracanes y riesgos de origen humano próximos a la instalación, para que puedan ser considerados como accidentes de la categoría denominada “más allá de las bases de diseño”;

- b) Los usos locales de tierras y aguas actuales y futuros, así como la población (individuo más expuesto y público en general) que pueda verse afectada por la instalación; y
 - c) Los procesos de movilización y transporte de contaminantes hasta el individuo crítico y el público, incluyendo los parámetros de dispersión y dilución necesarios para determinar el impacto radiológico de la instalación, tanto en operación normal como en caso de accidente.

²¹ Consejo de Seguridad Nuclear España (2006), http://www.csn.es/actas_pleno/1007_II_2-INFF_ENRESA.pdf

-
2. Se considera aceptable para el diseño del ATC la base de diseño sísmico del 10CFR72.102, compatible con los espectros (horizontal y vertical) de la Regulatory Guide 1.60 (Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants, rev. 1, Diciembre 1973), y determinada de acuerdo a la Regulatory Guide 1.165 (Identification and Characterization of Seismic Sources and Determination of Safe Shutdown Earthquake Ground Motion, Marzo 1997), mediante los estudios geológicos, sismológicos, geofísicos, y geotectónicos específicos locales y regionales, y el correspondiente PSHA. Según la normativa de referencia aplicable, el terremoto base de diseño tendrá una probabilidad mediana de ocurrencia anual igual o inferior a un suceso en 100 mil años.
 3. El diseño de detalle del ATC tendrá en cuenta el criterio radiológico de la restricción de dosis operacional estableciendo una fracción de un décimo del límite establecido en el Reglamento de Protección Radiológica contra las radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, es decir, un valor de 0.1 mSv/año, como el límite máximo del potencial impacto radiológico al público debido al vertido de efluentes líquidos o gaseosos.

Como se puede observar la regulación que se ha estado considerando para un almacén temporal de combustible gastado es la norteamericana, lo cual puede inferirse al observar los límites y condiciones establecidos en el anexo a la declaración ARAA/ATC/06/01, lo que es más evidente en lo expresado en el punto 1 de dicho documento el cual se reproduce a continuación:

“El marco normativo aplicable para el diseño de detalle de la instalación de almacenamiento temporal centralizado (ATC) de combustible gastado y residuos de alta y media actividad se corresponde con la normativa técnica de la USNRC recogida en el 10 CFR 72 “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste” y desarrollada en el NUREG-1567 “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities”, junto con el conjunto de códigos y normas ASME, ANSI/ANS, ACI, NFPA aplicables.”

Por lo anterior, se puede concluir que la normativa Española toma como base las regulaciones de Estados Unidos de Norteamérica.

2.4. Regulación de México

El marco regulador establecido en México se integra de Leyes, Reglamentos, Normas Oficiales Mexicanas y Normas Mexicanas, estas últimas no son de carácter obligatorio. La Figura 2-4 muestra la estructura jerárquica del marco regulador en México.



Figura 2-4. Estructura jerárquica de la regulación de México

En materia nuclear, el marco está conformado de la siguiente forma:

- 1) Leyes: Ley Reglamentaria del Artículo 27²² Constitucional en Materia Nuclear y la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente
- 2) Reglamento General de Seguridad Radiológica
- 3) Normas Oficiales Mexicanas, en materia nuclear, (NOM-NUCL)
- 4) Normas Mexicanas (NMX)

En lo que respecta a instalaciones nucleares a la fecha no existe el Reglamento de Seguridad de Instalaciones Nucleares señalado en el artículo 214 del Reglamento General de Seguridad Radiológica y en consecuencia las Normas Oficiales Mexicanas en materia nuclear aún no han sido desarrolladas por carecer de dicho sustento legal, por tal motivo, cualquier situación relacionada con las instalaciones nuclear debe solicitarse sobre una base caso por caso a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS), ya que la Ley le otorga la facultad para ello, en el caso de la Seguridad Radiológica aplicable a las instalaciones nucleares la situación es diferente ya que existe el Reglamento General de Seguridad Radiológica con sus respectivas Normas Oficiales Mexicanas, que, exceptuando la parte administrativas que establece el proceso de licenciamiento de las instalaciones radiactivas, los demás requerimientos establecidos en dichos documentos deben ser cumplidos por las instalaciones nucleares.

²² Ley Reglamentario del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, Publicada en el Diario Oficial de la Federación el 4 de Febrero de 1985 y Reformada el 23 de Enero de 1998.

A continuación se señalan las partes de la Regulación Mexicana que están relacionadas con la elección de un sitio para un ISFSI, considerando que es una instalación nuclear con base en lo señalado en la Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear.

Ley Reglamentaria del Artículo 27 Constitucional en Materia Nuclear, Publicada en el Diario Oficial de la Federación el 4 de febrero de 1985 y Reformada el 23 de enero de 1998.

Para identificar el marco regulador aplicable a un almacén temporal de combustible gastado, a continuación se reproducen los elementos del artículo 3°, que permiten catalogar a este tipo de instalaciones:

Artículo 3°- Para los efectos de esta Ley se entiende por:

II. Instalación nuclear: aquéllas en la que se fabrica, procesa, utiliza, reprocesa o almacena combustible o material nuclear;

IV. Material nuclear: cualquier material básico o material fisiónable especial;

V. Material básico:

b) El uranio en que la proporción de isótopos 235 es inferior a la natural;

VI. Material fisiónable especial:

c) El uranio enriquecido en los isótopos 235 o 233;

Con base en lo anterior se infiere que con el solo hecho de contener U-235, el material se considera como material nuclear, situación que se da con el combustible gastado, en consecuencia, los requerimientos que sean aplicables al material nuclear y a una instalación nuclear son aplicables a un almacén de combustible gastado. Por otra parte se deben tener en consideración los siguientes artículos que están relacionados con el combustible irradiado, y teniendo en consideración que el combustible gastado ha sido irradiado, estos aplican a la gestión de ellos:

Artículo 11.- Para los efectos de esta Ley la industria nuclear comprende:

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;

Artículo 14.- De conformidad con el párrafo cuarto del Artículo 28 Constitucional se consideran actividades estratégicas las siguientes:

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

Artículo 18.- El Ejecutivo Federal, por conducto de la Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal:

VI. Establecerá la política de investigación y desarrollo tecnológico en la industria nuclear.

Con base en estos artículos se puede concluir que el almacenamiento temporal del combustible gastado es una actividad estratégica para el país y que como parte de la llamada industria nuclear es una actividad que, en lo que respecta a las políticas de investigación y desarrollo tecnológico, deben ser establecidas por la Secretaria de Energía, lo que debe ser considerado, durante el desarrollo de las diferentes etapas del almacén temporal de combustible gastado. En la Ley Reglamentaria se maneja el término emplazamiento, el cual está relacionado con la selección del sitio, por lo que a continuación se reproducen los artículos relacionados con dicho término:

Artículo 25.- Las instalaciones nucleares y radiactivas deberán satisfacer los requisitos para el emplazamiento (selección, estudio y evaluación de la localización), diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento, establecidos en las disposiciones reglamentarias de esta Ley.

Artículo 26.- 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, Minas e Industria Paraestatal (hoy Secretaria de Energía).

Artículo 28.- 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. Asimismo, la solicitud contendrá la información necesaria sobre el impacto que origine la instalación en el ambiente, para su evaluación por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias y por las demás autoridades de acuerdo con sus atribuciones.

Artículo 50.- La Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias es un órgano desconcentrado dependiente de la Secretaría de Energía, Minas e Industria Paraestatal, con las siguientes atribuciones:

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 (SIC) Minas e Industria Paraestatal, sobre el emplazamiento, diseño, construcción, operación, modificación, cese de operaciones, cierre definitivo y desmantelamiento de instalaciones nucleares.

Con base en los artículos antes mencionados se puede concluir que la autorización para el emplazamiento de una instalación nuclear y en consecuencia de un almacén temporal de combustible gastado le corresponde a la Secretaria de Energía, previa opinión de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, la que a su vez está facultada para revisar, evaluar y autorizar las base para el emplazamiento de una instalación nuclear, que podemos interpretar como el establecimiento de la normativa respectiva. Adicionalmente, se requiere que para la autorización de una instalación nuclear 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, además de presentar para su evaluación a la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias y las demás autoridades de acuerdo con sus atribuciones, la información necesaria sobre el impacto que origine la instalación al ambiente.

La Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales, en el capítulo VII de la Ley General del Equilibrio Ecológico y la Protección al Ambiente, publicada el 28 de enero de 1988 y reformada el 5 de julio de 2007, establece su relación con la Energía Nuclear, dicho capítulo que consta de un solo artículo que a continuación se reproduce:

CAPÍTULO VII Energía Nuclear Artículo 154.- 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 radiactivos, 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 radiactivas 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 realizar la evaluación del impacto ambiental.

Lo anterior señala que la Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales es la responsable de evaluar el impacto ambiental que no esté relacionado con la Seguridad Nuclear, Radiológica y Física de las instalaciones nucleares y radiactivas, por lo que con base en esta limitación, deberá solicitársele a la Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales la información relacionada con las autorizaciones que se deban obtener de parte de ella para el almacén temporal de combustible gastado.

Se observa de las Leyes que para el licenciamiento de un ISFSI, se tiene establecido en las mismas que se deben obtener autorizaciones para el emplazamiento por parte de la Secretaría de Energía, vía la CNSNS y de la Secretaría del Medio Ambiente y Recursos Naturales. Sin embargo del análisis de los documentos que conforman la regulación Mexicana, se concluye que actualmente no existen requisitos técnicos relacionados con el emplazamiento de una Instalación independiente para el almacenamiento temporal de Combustible Gastado.

De las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica, y del análisis de las regulaciones de Estados Unidos de Norteamérica y España y que se relacionan con la construcción de un almacén temporal de combustible gastado, se puede concluir en lo siguiente:

1. La recomendaciones del OIEA, en lo que respecta a criterios y requerimiento para la selección de un sitio, están desarrolladas de forma completa y detallada, bajo los contextos de instalación nucleares e instalaciones del ciclo de combustible.

-
2. La regulación de Estados Unidos de Norteamérica tiene un marco regulador, en consonancia con los principios y objetivos de seguridad para la gestión del combustible gastado, bien establecido y desarrollado y en el caso específico de un almacén temporal de combustible gastado, la normativa es específica y está completa, además de que tienen instalaciones de este tipo en operación, por lo que tiene experiencia en la aplicación de su normativa.
 3. En el caso de España no se observó aportación propias que sea relevante a considerar para la etapa de selección de sitio, ya que, se apegan a la adopción del 10CFR72, que es aplicable en los Estados Unidos de Norte América
 4. La regulación Mexicana no tiene criterios específicos sobre instalaciones nucleares y no está desarrollada la normativa específica para un almacén temporal de combustible gastado, por tal motivo se identifican los criterios y requisitos importantes que deben ser considerados para garantizar que la instalación funcionará de forma segura.

2.5. Propuesta de criterios y requisitos para la selección del sitio para un almacén temporal de combustible gastado

Para justificar la elección de un sitio para la construcción de una instalación independiente para el almacenamiento temporal de combustible gastado (ISFSI) se deberá elaborar un Informe del Análisis de Seguridad del Sitio que contenga la información necesaria para demostrar el cumplimiento con los criterios y requerimientos establecidos por el organismo regulador, los que se sugiere sean los siguientes:

1. El informe debe contener una descripción y evaluación de la seguridad del sitio en el que el ISFSI estará localizado, con la atención a los eventos base de diseño. Tal evaluación debe contener un análisis y evaluación de las principales estructuras, sistemas y componentes del ISFSI que sustentan la elección del sitio cuando el ISFSI es operado a su capacidad de diseño. Si el ISFSI propuesto se localiza en el sitio de una planta de energía nuclear u otra instalación licenciada, las interacciones propuestas entre el ISFSI y tales instalaciones, incluyendo servicios compartidos, deben ser evaluadas. (10CFR72.24)
2. Se deben considerar los siguientes aspectos generales: (10CFR72.90)
 - a. Las características del sitio que puedan afectar directamente la seguridad o al impacto ambiental del ISFSI deben investigarse y evaluarse.

-
- b. Los sitios propuestos para el ISFSI deben ser examinados con respecto a la frecuencia y severidad de los eventos externos naturales y a los provocados por el hombre que pudieran afectar la operación segura de la instalación.
 - c. Los eventos externos base de diseño deben ser determinados para cada combinación de sitio propuesto y el diseño de la ISFSI propuesta.
 - d. Los sitios propuestos con eventos externos base de diseño, para los cuales no se pueda proporcionar una protección adecuada a través del diseño del ISFSI, se deben considerar inadecuados para la ubicación de un ISFSI.
 - e. Para cada sitio propuesto para un ISFSI, deben evaluarse el impacto potencial radiológico y otros impactos ambientales en la región, en conformidad con las regulaciones aplicables, con las debidas consideraciones a las características de la población.
 - f. La instalación debe ser ubicada de tal manera que se evite en lo posible, impactos adversos a corto y largo plazo asociados con la ocupación y modificación de planicies inundables.
3. Para la determinación de los eventos naturales externos base de diseño, se debe considerar lo siguiente: (10CFR72.92)
- a. Los fenómenos naturales que puedan existir u ocurrir en la región del sitio propuesto deben ser identificados y evaluados de acuerdo a sus efectos potenciales en la operación segura del ISFSI. Debiéndose identificar finalmente los fenómenos naturales importantes que afecten el diseño de la instalación.
 - b. Los registros de la ocurrencia y gravedad de esos fenómenos naturales importantes deben ser recolectados y evaluados. El solicitante debe retener los registros hasta que se emita la licencia.
 - c. Se deben adoptar métodos adecuados para evaluar los eventos naturales externos base de diseño tomando en cuenta las características de la región y el estado actual del conocimiento acerca de dichos eventos.
4. Para la determinación de los eventos externos inducidos por el hombre, base de diseño se debe considerar los siguientes: (10CFR72.94)
- a. Se debe examinar la región en busca de instalaciones, actividades presentes y pasadas hechas por el hombre que puedan poner en peligro el ISFSI propuesto. Los eventos potenciales importantes inducidos por el hombre que afecten el diseño del ISFSI deben ser identificados.

-
- b. La información relacionada con la potencial ocurrencia y severidad de tales eventos se deben recolectar y evaluar.
 - c. Se deben adoptar métodos apropiados para la evaluación de los eventos externos base de diseño inducidos por el hombre, basándose en el estado actual del conocimiento acerca de dichos eventos.
5. Se deben identificar las regiones alrededor del sitio para un ISFSI, bajo las siguientes consideraciones: (10CFR72.98)
- a. Se debe identificar la extensión regional de los fenómenos externos, inducidos por el hombre o naturales, que son utilizados como base para el diseño del ISFSI.
 - b. Se debe identificar el potencial impacto regional debido a la construcción, operación o clausura del ISFSI. La extensión del impacto regional de las actividades del ISFSI debe determinarse con base en los efectos potenciales medibles en la población o el medio ambiente.
 - c. Aquellas regiones identificadas de conformidad con los párrafos (a) y (b) de esta sección, deben ser investigadas con respecto a:
 - i. El carácter y distribución presente y futura de la población
 - ii. La consideración de los usos presentes y futuros de la tierra y el agua dentro de la región, y
 - iii. Cualquier característica especial que pueda influenciar las consecuencias potenciales de una liberación de material radiactivo durante la vida operacional del ISFSI.
6. Se deben identificar los efectos potenciales del ISFSI sobre la región bajo los siguientes términos: (10CFR72.100)
- a. El sitio propuesto debe ser evaluado con respecto a los efectos sobre las poblaciones en la región, resultantes de la liberación de material radiactivo bajo condiciones normales y de accidente, durante operación y clausura del ISFSI; en esta evaluación las características usuales y no usuales del sitio y la región deben ser tomadas en consideración
 - b. Cada sitio debe ser evaluado respecto a los efectos en el ambiente regional resultantes de la construcción, operación, y clausura del ISFSI; en esta

evaluación se deben tener en consideración las características usuales y no usuales del sitio y la región.

7. Características geológicas y sísmicas (10CFR72.102)

- a. Los sitios que no tengan una cama de roca deben ser evaluados en su potencial de licuefacción u otra inestabilidad del terreno debido al movimiento vibratorio del suelo.
- b. Investigaciones específicas del sitio y análisis de laboratorio deben mostrar que las condiciones del suelo son adecuadas para los cimientos propuestos.
- c. El terremoto base de diseño para usarse en el diseño de las estructuras debe determinarse de la siguiente manera:
 - i. Para sitios que han sido evaluados bajo el criterio del apéndice A del 10 CFR parte 100, el terremoto base de diseño debe ser equivalente al sismo de paro seguro (SSE) para una central nuclear.
 - ii. Independientemente de los resultados de las investigaciones en cualquier lugar del continente, el Terremoto base de diseño debe tener un valor para el movimiento horizontal del suelo no menor a 0.10 g con el espectro de respuesta apropiado.

8. Los criterios para el material radiactivo en efluentes y la radiación directa provenientes de un ISFSI son los siguientes: (10CFR72.104)

- a. Durante la operación normal y los transitorios anticipados de operación normal, el equivalente de dosis anual a algún individuo real que esté localizado más allá del área controlada, no debe exceder a 0.25 mSv (25 mRem) a cuerpo entero, 0.75 mSv (75 mRem) a la tiroides y 0.25 mSv (25 mRem) a cualquier órgano crítico como resultado de la exposición a:
 - i. Las descargas planeadas de material radiactivo, radón y sus productos de decaimiento excepto a los del ambiente en general.
 - ii. Radiación directa por la operación del ISFSI
 - iii. Alguna otra radiación proveniente de las operaciones de las instalaciones del ciclo de combustible dentro de la región.
- b. Se deben establecer restricciones operativas para cumplir con el principio ALARA para los materiales radiactivos en efluentes y los niveles de radiación directa asociados con la operación del ISFSI.

-
- c. Se deben establecer límites operativos para los materiales radiactivos en los efluentes y los niveles de radiación directa asociados con la operación del ISFSI para cumplir los límites dados en el párrafo (a) de esta sección.
- 9. El área controlada puede ser atravesada por carreteras, líneas ferroviarias o canales navegables mientras se realicen arreglos apropiados para controlar el tráfico y proteger la salud y seguridad del público. (10CFR72.106(c))
 - 10. El ISFSI debe ser evaluado con respecto al potencial impacto sobre el ambiente por el transporte del combustible gastado dentro de la región.
 - 11. Para la protección contra condiciones ambientales y fenómenos naturales se debe tener en consideración lo siguiente: (10CFR72.122.b)
 - a. Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad deben ser diseñados para tener en cuenta los efectos del sitio y ser compatibles con las características del sitio y las condiciones ambientales asociadas con la operación normal, mantenimiento y pruebas del ISFSI y para soportar los accidentes postulados.
 - b. Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad deben ser diseñados para soportar los efectos de fenómenos naturales tales como terremotos, tornados, rayos, huracanes, inundaciones y tsunamis sin que esto les impida desempeñar sus funciones de seguridad. El diseño base para estas estructuras, sistemas y componentes debe reflejar:
 - i. Las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad deben ser diseñados para tener en cuenta los efectos de los fenómenos naturales como sismos, tornados, relámpagos, huracanes, inundaciones y tsunamis sin perjudicar su capacidad para realizar sus funciones de diseño previstas.
 - ii. El ISFSI también debe diseñarse para prevenir el colapso masivo de edificios o la caída de objetos pesados como resultado de la falla estructural de edificios sobre el combustible gastado, el desecho radiactivo de alto nivel o sobre las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad.
 - c. Se debe proveer la capacidad para determinar la intensidad de los fenómenos naturales que puedan ocurrir para comparar con las bases de diseño de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad

-
- d. Si el ISFSI está localizado sobre un acuífero que es el mayor recurso de agua, deben tomarse medidas para excluir el potencial transporte de materiales radiactivos al ambiente a través de esta vía potencial.
12. Para el sitio propuesto se deberá establecer un programa de monitoreo ambiental pre-operacional que permita caracterizar las condiciones radiológicas del sitio antes de la operación de la ISFSI y que servirá como punto de partida para la ejecución de un programa de vigilancia radiológica ambiental, permitiendo evaluar el impacto ambiental que la instalación tiene en los alrededores, deberán cuantificarse los niveles de radiación y los radionúclidos presentes.
13. Con respecto a la seguridad física, durante la selección del sitio se deben tener en cuenta los siguientes aspectos:
- a. La topografía del área que pueda ser considerada como un componente del diseño de las barreras de seguridad física,
 - b. La proximidad de varios elementos de infraestructura que puedan adversamente afectar la protección física, tales como plantas químicas que puedan liberar sustancias nocivas, una presa de hidroeléctrica que pueda accidentalmente o deliberadamente romperse, resultando en una inundación, o algún aeropuerto con tráfico significativo en la vecindad del sitio.
 - c. Las fronteras del sitio,
 - d. Las condiciones climáticas que puedan ser un factor potencial que impidan la operación de los sistemas de protección física, y
 - e. Detalles pertinentes de las construcciones en el sitio tales como el posicionamiento de las cercas perimetrales, los puntos de acceso y egreso, y los edificios que resguardan los planos de construcción.

3. Tecnologías de almacenamiento en seco

El objetivo de este capítulo es describir las tecnologías de almacenamiento en seco aprobadas por la NRC para almacenamiento y/o transporte del combustible gastado y que han sido utilizadas en diferentes centrales nucleares o están disponibles en el mercado de los Estados Unidos. La descripción de las tecnologías disponibles incluirá un resumen de los parámetros físicos, el estado actual de la licencia respectiva y una lista de aquellas plantas que han utilizado o planean utilizar estas tecnologías a corto plazo.

3.1. Tecnologías aprobadas bajo la licencia específica de sitio

Una licencia específica de sitio puede referenciar un reporte de análisis de seguridad (TSAR, por sus siglas en inglés) para una o más tecnologías de almacenamiento en seco; Certificados de Cumplimiento (CoC) que fueron aprobados previamente por la NRC; o la tecnología en seco puede ser aprobada para almacenamiento específicamente bajo la licencia específica del sitio. En la Tabla 3-1 se muestran las tecnologías de almacenamiento en seco utilizadas bajo licencias específicas del sitio.

Tabla 3-1. Licencias específicas de sitio y sistemas de almacenamiento en seco

ISFSI	Sistema de Almacenamiento	Vendedor	Licencia Específica de Sitio
Surry	CASTOR V/21 MC-10 NAC 128 CASTOR X TN-32	General Nuclear Systems, Inc Westinghouse NAC International, Inc General Nuclear Systems, Inc Transnuclear, Inc.	SNM-2501
H. B. Robinson	NUHOMS-07P	Transnuclear, Inc.	SNM-2502
Oconee	NUHOMS-24P	Transnuclear, Inc.	SNM-2503
Fort St. Vrain	MVDS	Foster Wheeler Energy Applications	SNM-2504
Calvert Cliffs	NUHOMS-24P	Transnuclear, Inc.	SNM-2505
Prairie Island	TN-40	Transnuclear, Inc.	SNM-2506
North Anna	TN-32P	Transnuclear, Inc.	SNM-2507
Rancho Seco	NUHOMS-24P	Transnuclear, Inc.	SNM-2510
Trojan	HI-STORM 24P MPC TranStor Concrete Overpack	Fuel Solutions Holtec International	SNM-2509
Humboldt Bay	HI-STAR HB	Holtec International	SNM-2514
Diablo Canyon	HI-STORM 100SA	Holtec International	SNM-2511

3.2. Tecnologías aprobadas bajo licencia general

La Tabla 3-2 identifica las tecnologías de almacenamiento en seco que han sido certificadas por la NRC²³. Estas tecnologías han sido aprobadas para su uso bajo la licencia general. La tabla incluye el diseño de almacenamiento, vendedor, el certificado de cumplimiento aplicable y fecha de emisión, así como su certificado de cumplimiento de transporte 10CFR71 para aquellas tecnologías que están certificadas para transporte y almacenamiento.

Tabla 3-2 Tecnologías de almacenamiento en seco aprobadas para su uso bajo licencia general

Vendedor	Diseño	CoC	Fecha de Emisión
General Nuclear Systems	CASTOR V/21	Almacenamiento: 72-1000	8/17/1990
NAC International, Inc.	NAC S/T	Almacenamiento: 72-1002	8/17/1990
NAC International, Inc.	NAC-C28 S/T	Almacenamiento: 72-1003	8/17/1990
Transnuclear, Inc.	TN-24	Almacenamiento: 72-1005	11/04/1993
BNG Fuel Solutions	VSC-24	Almacenamiento: 72-1007	05/07/1993
	FuelSolutions	Almacenamiento: 72-1026	2/15/2001
		Transporte: 71-9276	10/31/2007
Holtec International, Inc.	HI-STAR 100	Almacenamiento: 72-1008	10/4/1999
	HI-STORM 100	Almacenamiento: 72-1014	06/1/2000
	HI-STORM FW System	Almacenamiento: 72-1032	06/13/2011
	HI-STAR 100	Transporte: 71-9261	5/8/2009
NAC International, Inc.	NAC-UMS	Almacenamiento: 72-1015	11/20/2000
		Transporte: 71-9270	10/29/2007
	NAC-MPC	Almacenamiento: 72-1025	4/10/2000

²³ NRC, 10CFR72.214 List of approved spent fuel storage casks.

Vendedor	Diseño	CoC	Fecha de Emisión
		Transporte: 71-9235	6/12/2009
	MAGNASTOR	Almacenamiento: 72-1031	2/4/2009
Transnuclear, Inc.	NUHOMS-24P NUHOMS-52B NUHOMS-61B, 61BTH NUHOMS-32PT, 32PTH NUHOMS-24PHB NUHOMS-24PTH	Almacenamiento: 72-1004	1/23/1995
	NUHOMS-24PT1 Avanzado	Almacenamiento: 72-1029	2/5/2003
	NUHOMS-HD	Almacenamiento: 72-1030	1/10/2007
	MP 187 MP 197	Transporte: 71-9255 Transporte: 71-9302	11/25/2008 8/30/2007
	TN-32	Almacenamiento: 72-1021	4/19/2000
	TN-68	Almacenamiento: 72-1027	5/28/2000
		Transporte: 71-9293	2/10/2006

3.3. Tecnologías aprobadas por la USNRC

3.3.1. Energy Solutions

En el 2006 Energy Solutions se convirtió en el poseedor de las licencias de los sistemas de almacenamiento VSC-24 y de los sistemas de doble propósito FuelSolutions. En la actualidad EnergySolutions ya no comercializa estos sistemas de almacenamiento en los Estados Unidos; sin embargo en 3 centrales nucleares se han almacenado combustible gastado en sistemas VSC-24 y en una cuarta central nuclear se ha utilizado el sistema FuelSolutions. Por lo que a continuación se describirán brevemente dichos sistemas:

3.3.1.1. VSC-24

El sistema VSC-24 es un sistema de almacenamiento vertical de concreto con capacidad de 24 ensamblajes de combustible gastado PWR. Sus

componentes incluyen un conjunto múltiple de depósitos sellados (MSB), un contenedor de concreto ventilado (VCC), y un contenedor de transferencia (MTC) de MSB. El MSB (Figura 3-1) provee el confinamiento y control de criticidad para el almacenamiento y transferencia del combustible gastado. El VCC provee la protección contra la radiación mientras permite el enfriamiento del MSB por convección natural durante el almacenamiento. El certificado de cumplimiento CoC#72-1007 del VSC-24 expira el 7 de Mayo del 2013, EnergySolutions inició la solicitud de renovación de licencia a la NRC en Mayo del 2012 para extender su licencia por 40 años más (7 Mayo, 2053)²⁴. Este sistema ha sido usado en los ISFSI de Palisades, Dominion's Point Beach y Entergy's Arkansas Nuclear One, sin embargo estos 3 ISFSI están utilizando actualmente sistemas de doble propósito en lugar del diseño VSC-24.

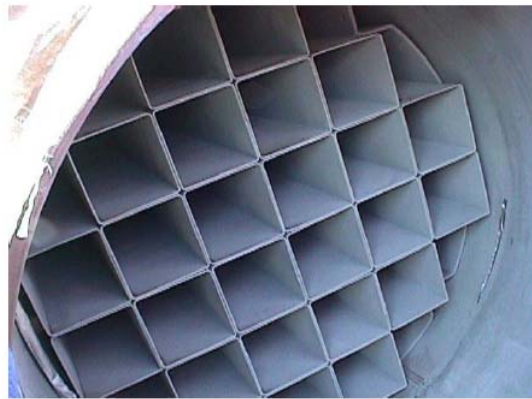


Figura 3-1. Arreglo de espaciadores del diseño VSC-24 de Energy Solutions

El MSB consta de una cubierta cilíndrica de acero y placas de acero soldadas en cada extremo. Su longitud es específica de acuerdo al tipo de combustible y varía de 4.2 m a 4.6 m, diámetro de 1.6165 m y grosor de 2.54 cm. Diseñado con un depósito interno para soportar 24 ensambles de combustible gastado de un PWR. Este contenedor está recubierto con CarboZinc11 para protección contra la corrosión. El MSB es instalado verticalmente en el VCC, como se muestra en la Figura 3-2.

²⁴ StoreFuel, Vol. 13 No. 164, p. 10 Apr 3, 2012.

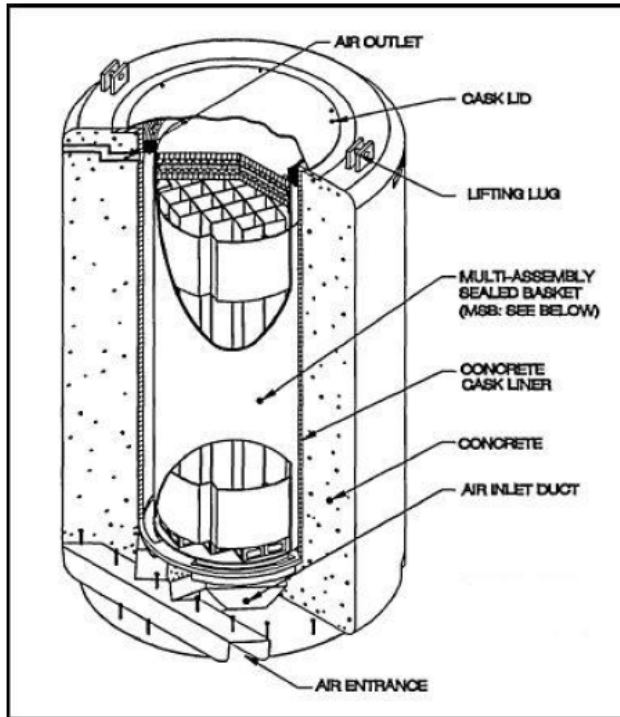


Figura 3-2. Vista del corte transversal del contenedor VSC-24

El VCC es un contenedor de concreto reforzado en forma de cilindro circular. Cuenta con cuatro entradas de aire tanto en la parte inferior como en la parte superior del contenedor de concreto. Las salidas y entradas de aire están protegidas por mallas metálicas para evitar la intrusión de materiales extraños durante el periodo de almacenamiento. La cavidad interna del VCC así como las entradas y salidas de aire están revestidas de acero.

El MTC se utiliza para blindar, soportar y proteger el VCC durante la carga y la transferencia de combustible del MSB a la VCC.

3.3.1.2. FuelSolutions

El FuelSolutions DPC (Contenedor de doble propósito) es un contenedor de concreto vertical que incluye los siguientes componentes: contenedor metálico W21 o W74; contenedor de transferencia W100 (utilizada para alojar el contenedor metálico), cierre y traslado al contenedor de

almacenamiento de concreto; y el contenedor de almacenamiento W150 el cual provee un almacenamiento en seco con orientación vertical. El contenedor W21 almacena hasta 21 ensambles PWR y el contenedor W74 puede almacenar 64 ensambles BWR. Este sistema cuenta con su certificado de cumplimiento CoC#74-1026 el cual expira el 15 de Febrero del 2021. El contenedor de transportación TS125 ha sido certificado para el transporte de los contenedores metálicos W21 o W74.

El W150 se utiliza para cubrir durante el almacenamiento a los contenedores metálicos W21 y W74, éste es de concreto reforzado con revestimiento de acero, provee un soporte estructural, blindaje, protección contra condiciones ambientales, y enfriamiento por convección natural durante el almacenamiento a largo plazo, así mismo cuenta con un paso de aire anular para permitir la circulación natural de aire alrededor del contenedor metálico. El contenedor de transferencia W100, provee el blindaje necesario durante los movimientos del contenedor metálico (W21 o W74) entre la alberca del combustible gastado y el contenedor de almacenamiento W150.

El contenedor de transporte TS125 (Figura 3-3) se utiliza para la traslado de los contenedores metálicos fuera del sitio, es de acero inoxidable con un blindaje integral de gammas y neutrones.

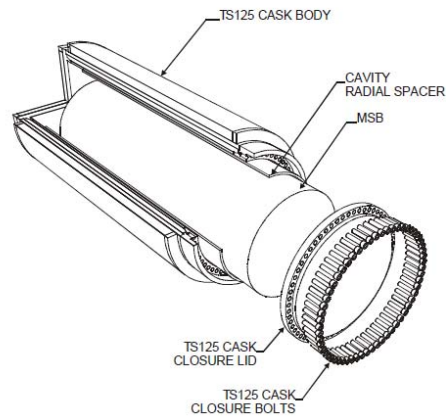


Figura 3-3. Esquemático del contenedor de transporte TS125

3.3.2. Foster Wheeler Energy Applications

La compañía FW Energy Applications recibió en 1988 la aprobación del sistema modular tipo bóveda (MVDS) para almacenamiento de combustible nuclear gastado de centrales PWR y BWR. El MVDS consiste de un módulo de concreto tipo bóveda con una matriz de posiciones de almacenamiento de combustible con capacidad de 83 para PWR y 150 para BWR. Tiempo después el MVDS fue modificado para almacenar combustible gastado de la planta HTGR de Fort St. Vrain. La estructura de este sistema alberga los elementos combustibles en localidades separadas dentro de la estructura tipo bóveda. El elemento combustible es cargado al contenedor de almacenamiento de combustible (FSC) el cual es llevado del edificio del reactor a la bahía de recepción del MVDS a través del contenedor de transferencia (TC). Una vez ahí, el TC es levantado por medio de la grúa del sistema MVDS y se coloca en posición vertical en el puerto de carga/descarga, posteriormente el FSC es removido mediante un equipo de manejo de contenedores (CHM), y se coloca en el módulo correspondiente.

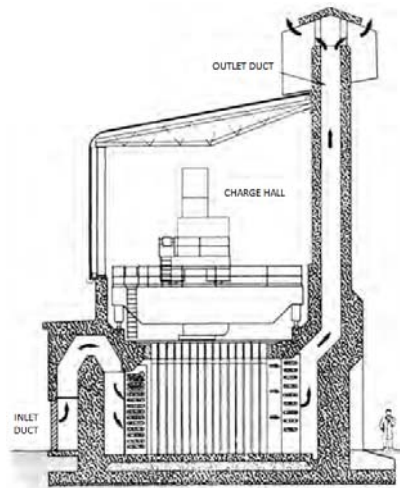


Figura 3-4. Sistema de enfriamiento MVDS

La estructura civil del sistema MVDS consiste en módulos tipo bóveda (vault modules), bahía de recepción, estructura de carga, cimentación de la estructura, entre otros. La cimentación de los módulos es de concreto reforzado el cual se extiende aproximadamente 3.05 m más allá de cada lado de la instalación. Cada módulo está blindado por una pared de concreto de 1.07 m. El aire fluye por los módulos a través de ductos de entrada (Ver Figura 3-4), pasa alrededor del

exterior de los FSC y sale por un ducto de salida de concreto reforzado, el cual se proyecta por arriba del MVDS²⁵.

La estructura de carga forma una cubierta blindada sobre los módulos tipo bóveda, fabricada de acero al carbón y llena de concreto no estructural para propósitos de blindaje.

El ducto de aire de salida forma una pared del área de carga y los tres lados restantes están hechos de concreto reforzado hasta 10.37 m arriba del nivel de piso, el resto de las paredes y el techo están hechos de acero. En la Figura 3-4a se muestra el sistema de almacenamiento en seco MVDS.

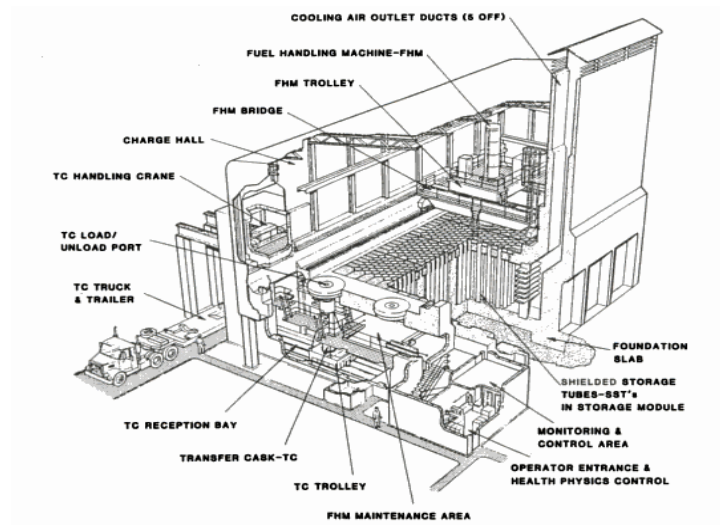


Figura 3-4a. Sistema MVDS

La bahía de recepción es parte de la estructura civil del MVDS, la cual permite que el contenedor de transferencia sea movido lateralmente por la grúa al puerto de carga/descarga a través de una abertura por encima de la bahía en el nivel del FSC. En la Figura 3-5 se muestra la instalación independiente para el almacenamiento temporal del combustible gastado de tipo MVDS de Fort St. Vrain y el interior de su área de carga.

²⁵ B.R Cundill, Modular Vault Dry Storage System for Interim Storage of Irradiated Fuel, WMSYM, Arizona, 1988.



Figura 3-5. ISFSI de Fort St. Vrain

3.3.3. General Nuclear Systems

3.3.3.1. CASTOR V/21

El CASTOR V/21 es un contenedor metálico diseñado para almacenar 21 ensamblajes de combustible gastado PWR en orientación vertical. La dimensión del contenedor es aproximadamente de 16 ft de alto con 8 ft de diámetro y con un peso alrededor de 112 toneladas cuando está cargado totalmente²⁶. Este diseño recibió bajo licencia general su certificado de cumplimiento CoC #72-1000 en 1990.

El cuerpo del CASTOR V/21 consta de una pared gruesa de hierro. Está sellado con dos capas de acero inoxidable atornilladas al contenedor, las cuales proveen la estanqueidad del contenedor. El blindaje contra la radiación gamma y neutrónica se consigue mediante la pared de hierro y se suministra un blindaje adicional de neutrones por barras de polietileno incorporadas a la pared del contenedor. La superficie externa del contenedor está cubierta con una placa con propósitos de transferencia de calor y su interior cuenta con una cubierta de níquel para la protección a la corrosión. Cuenta con 4 muñones los cuales están conectados al contenedor para fines de levantamiento y rotación. Este sistema usa un

²⁶ INEEL, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Dry Cask Storage Characterization Project-Phase 1: CASTOR V/21 Cask Opening and Examination, August 2001.

dispositivo para monitorear la presión entre el espacio de la primera y segunda capa de sellos para asegurar la estanqueidad. Este tipo de contenedor actualmente es utilizado en el ISFSI de la central de Surry bajo una licencia específica de sitio. Este tipo de contenedor se muestra en la Figura 3-6:

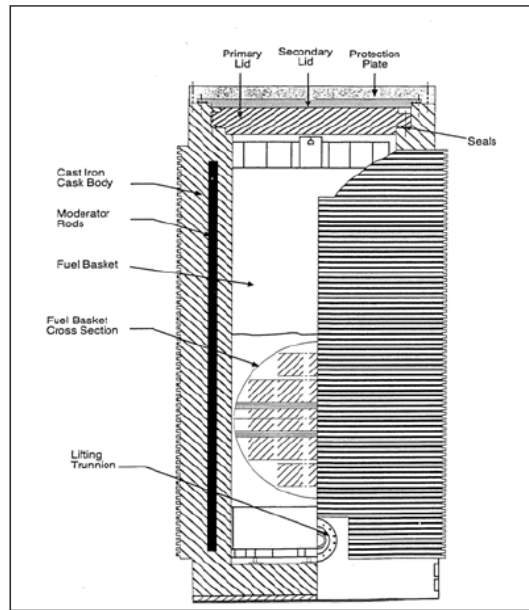


Figura 3-6. Contenedor de almacenamiento CASTOR V/21

3.3.3.2. CASTOR X

Este diseño es propiedad de la compañía General Nuclear Systems, y cuenta con una capacidad para almacenar 33 ensambles de combustible gastado PWR en una orientación vertical. El contenedor es de aproximadamente 4.8 m de altura y 2.38 m de diámetro con un peso estimado de 107 toneladas cuando se encuentra completamente cargado. Este diseño fue aprobado por la NRC en abril de 1994 mediante el Docket 72-1018.

El cuerpo del CASTOR X/33 está hecho de acero al carbón dúctil con espesor de 12 pulgadas como se muestra en la Figura 3-7. Está sellado con dos capas de acero inoxidable atornilladas al contenedor usando sellos tipo O ring. El blindaje contra gammas es proporcionado por la

pared del cuerpo del contenedor y el blindaje contra neutrones es mediante una fila de barras de polietileno añadidas dentro de la pared del contenedor. La superficie externa del contenedor está cubierta con una placa con propósitos de transferencia de calor y su interior está cubierto de níquel para efectos de protección contra la corrosión. Cuenta con un depósito interno de 33 racks y placas de acero inoxidable con boro para control de criticidad. Cuatro muñones están conectados al contenedor para fines de rotación y levantamiento. Este sistema usa un dispositivo para monitorear la presión entre el espacio de la primera y segunda capa de sellos para asegurar la estanqueidad. Este tipo de contenedor es actualmente utilizado en el ISFSI de la central de Surry bajo una licencia específica de sitio. En la Figura 3-7 se muestra este tipo de contenedor:

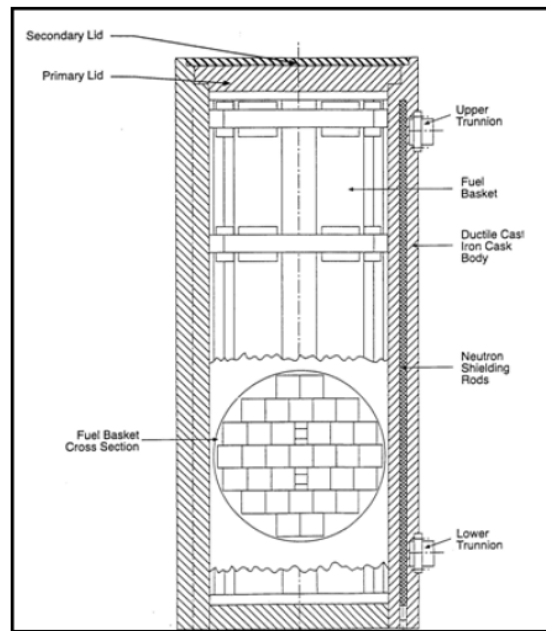


Figura 3-7. Contenedor de almacenamiento CASTOR X/33

3.3.4. Holtec International, Inc

Holtec International, tiene dos diseños de contenedores relacionados con el sistema doble propósito (DPC) que han sido aprobados por la NRC. El HI-STAR 100 el cual es un sistema DPC que puede ser usado para almacenamiento y transporte. Utiliza un contenedor metálico para almacenamiento y transporte

que contiene la DPC. El HI-STORM 100 está compuesto de una sobrecubierta de concreto vertical que alberga el DPC. Los diseños del DPC se pueden transferir desde el sistema de almacenamiento al contenedor de transporte HI STAR para su traslado fuera de sitio. Una variación del sistema HI STORM, es el HI STORM U que puede ser almacenado en una configuración bajo tierra, ésta ha sido certificada por la NRC para almacenamiento. La Tabla 3-3 resume los parámetros físicos asociados a las tecnologías HI STAR y HI STORM que han sido certificados por la NRC.

Tabla 3-3. Parámetros de los sistemas HOLTEC de almacenamiento en seco

Parámetro	HI-STAR 100 ²⁷		HI-STORM 100 ²⁸			HI-STORM 100U		
	PWR	BWR	PWR	BWR		PWR	BWR	
# Ensamblajes	24	68	25	32	68	24	32	68
Carga de calor máxima (kilowatts)	19	18.5	27	36.9	36.9	27	36.9	36.9
Tiempo de Enfriamiento mínimo (años)	5	5	3					
Quemado de Combustible Máximo (GWd/MTU)	42.1	37.6	68.2 (PWR), 65 (BWR)					
Contenedor de doble propósito Longitud [m. (in.)] Diámetro Externo [m. (in.)]	4.83 (190.3) 1.74 (68.5)							
Contenedor de Transferencia Longitud [m. (in.)] Diámetro Externo [m. (in.)] Peso con carga [t. (lbs)] (con agua) HI-TRAC 100 HI-TRAC 125 HI-TRAC 125D	4.98 – 5.12 (196.25 – 201.5) 2.32 – 2.4 (91.25 – 94.625) 87.09-90.26 (192,000-199,000) 107.23 – 111.13 (237,500-245,000) 103.65 -107.5 (228,500-236,000)							

²⁷ NRC Docket Number 72-1008, Final Safety Analysis Report for Holtec International Storage Transport and Repository Cask System (HI-STAR 100 Cask System), Holtec Report HI-210610, Volumes I and II, March 30, 2001.

²⁸ NRC Docket Number 72-1014, Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System, Holtec Report HI-2002444, Rev. 5, June 21, 2007.

Parámetro	HI-STAR 100 ²⁷	HI-STORM 100 ²⁸	HI-STORM 100U
Contenedor de Almacenamiento			
Longitud [m. (in.)]	5.87 – 6.17 (231-243)		5.79 (228)
Diámetro Externo [m. (in.)]	3.37 (132.5)		mínimo
Peso con Carga [t. (lbs)]	163.29 (360,000)		2.18 (86) 66.48 (147,000)
Docket NRC Parte 72	72-1008	72-1014	

3.3.4.1. HI STAR 100

El sistema HI STAR 100 consiste en los siguientes componentes: contenedor metálico multipropósito (MPC), el cual contiene el combustible; y la sobrecubierta HI STAR 100, usado para cargar, descargar, transferir y almacenar el combustible gastado contenido en el MPC. Este sistema ha sido certificado para almacenar hasta 24 ensamblajes de combustible PWR o 68 ensamblajes BWR dicha certificación fue otorgada por la NRC bajo el certificado de cumplimiento CoC #72-1008 siendo efectivo desde el 4 de Octubre de 1999. El HI STAR 100 es usado para almacenamiento de combustible gastado en los ISFSI de Dresden y Hatch. En la Figura 3-8 se muestra un diagrama del sistema HI STAR 100.

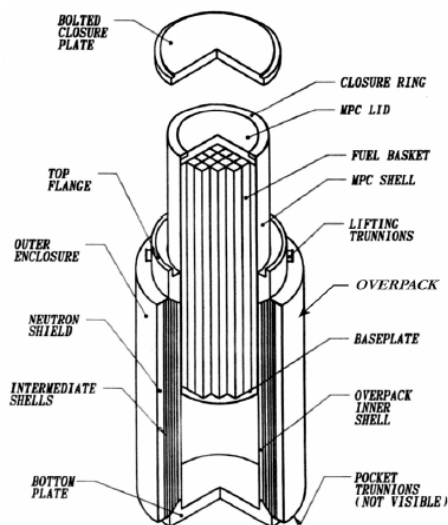


Figura 3-8. Contenedor HOLTEC HI-STAR 100

El MPC es un contenedor cilíndrico soldado, con un depósito para el combustible tipo panal (equipado con absorbedor de neutrones para control de criticidad), placa base, anillo de cierre y cubierta del contenedor. Todos los componentes que pueden entrar en contacto con el agua de la alberca del combustible gastado están hechos de acero inoxidable o de aleaciones de aluminio tales como los absorbedores de neutrones. Los componentes principales que forman la frontera de confinamiento son la placa base, el anillo de cierre, la cubierta del contenedor y los puertos de venteo y dren, los cuales están hechos totalmente de acero inoxidable.

Hay tres diseños de MPC que se han aprobado para el almacenamiento en el HI-STAR 100: MPC-24, para el almacenamiento de combustible gastado PWR; y el MPC-68 y el MPC-68F, para BWR's. El sufijo del número indica el número máximo de ensambles de combustible permitidos que se pueden cargar en el MPC. Todos los modelos MPC tienen el mismo diámetro externo. El contenido aprobado para cada uno de los diseños de MPC se especifica en el apéndice B del Certificado de Cumplimiento HI-STAR 100.

La sobrecubierta HI STAR 100 incluye las cubiertas interiores, intermedias y exteriores que forman el cuerpo del envase. El blindaje primario del sistema de almacenamiento de HI-STAR 100 se encuentra en la sobrecubierta y consiste en blindaje de neutrones y capas adicionales de acero para blindaje de gammas. El blindaje de neutrones se proporciona alrededor de la superficie circunferencial externa de la sobrecubierta. El blindaje contra la radiación gamma es mediante las cubiertas interiores, intermedias y exteriores de la sobrecubierta con un blindaje axial adicional proporcionada por la placa inferior y la placa de cierre. Cuenta con muñones adheridos a la parte superior de la sobrecubierta para operaciones de levantamiento y rotación del contenedor entre las posiciones horizontal y vertical.

Una vez que el combustible gastado es cargado y son sellados el MPC y el contenedor, el HI-STAR 100 se puede utilizar para el almacenamiento en un ISFSI y para el transporte fuera de sitio.

3.3.4.2. HI-STORM 100

El sistema de HI-STORM 100 consiste en: MPCs, que alojan el combustible; una sobrecubierta de concreto de almacenamiento del HI-STORM, que contiene el MPC durante almacenamiento; y el contenedor de transferencia HI-TRAC, que contiene el MPC durante la carga, descarga y operaciones de transferencia. El contenedor almacena hasta 32 ensambles de combustible PWR o 68 ensambles de combustible BWR. El sistema de HI-STORM 100 fue certificado el 1 de junio de 2000 bajo el 10CFR72 (CoC #72-1014). El sistema de HI-STORM 100 se utiliza para el almacenamiento de combustible gastado en los ISFSI's de: Arkansas Nuclear One, Dresden, Hatch, Trojan, Columbia, FitzPatrick, Sequoyah, Farley, Browns Ferry, Quad Cities, River Bend, HopeCreek, Grand Gulf, Indian Point, Vermont Yankee, and Diablo Canyon.

Como en el sistema de HI-STAR 100, el MPC sirve como el sistema de confinamiento para el combustible almacenado y es un contenedor sellado cilíndrico con un depósito para el combustible tipo panel, placa base, tapa, un anillo de cierre, y cubierta del contenedor. Las características de MPC son iguales que las características de MPC para el sistema de HI-STAR 100. Hay cinco diseños MPC para PWR que se han aprobado para el almacenamiento en la sobrecubierta del HI-STORM 100: el MPC-24, MPC-24E, MPC- 24EF, MPC-32, y MPC-32F; y tres diseños MPC para BWR: MPC-68, MPC-68F, y MPC- 68FF. Los ocho modelos de MPC tienen el mismo diámetro externo. El contenido al HI-STORM aprobado para cada uno de los diseños de MPC se especifica en el apéndice B y el apéndice B-100U del certificado de cumplimiento.

El contenedor de transferencia de HI-TRAC proporciona blindaje y la protección estructural del MPC durante la carga, descarga, y el movimiento del MPC de la alberca de combustible gastado a la sobrecubierta de almacenamiento, y de la sobrecubierta de almacenamiento al contenedor de transporte HI-STAR para el transporte fuera de sitio. El contenedor de transferencia es un recipiente cilíndrico multi-pared con un blindaje de neutrones adherido al exterior. Existen dos tamaños del contenedor de transferencia HI-TRAC: HI-TRAC de 125 toneladas y HI-TRAC de 100 toneladas. La designación de peso indica el peso aproximado del contenedor de transferencia cargado durante cualquier operación de carga, descarga, o transferencia.

La sobrecubierta de almacenamiento de HI-STORM 100 o de HI-STORM 100S proporciona blindaje y protección estructural del MPC durante almacenamiento. El HI-STORM 100S incluye una tapa modificada que

incorpora los ductos de salida de aire en la tapa, permitiendo que el cuerpo de la sobrecubierta se acorte. La sobrecubierta de almacenamiento de HISTORM es un contenedor de concreto cilíndrico vertical, cuya pared lateral se construye de concreto. La sobrecubierta tiene cuatro entadas de aire en la parte inferior y cuatro salidas de aire en la tapa para permitir que el aire circule de forma natural para proporcionar el enfriamiento al MPC. Hay también dos sobrecubiertas adicionales de HI-STORM, los HI-STORM 100A y 100SA que incluyen características que permiten que la sobrecubierta de almacenamiento sea anclada a la plancha de concreto del sitio, en aquellas zonas que tengan condiciones sísmicas altas.

El sistema de HI-STORM también incluye un sistema de almacenamiento que se puede utilizar en una configuración subterránea, el HI-STORM 100U. El módulo de almacenamiento de HI-STORM 100U (Módulo Vertical Ventilado, o VVM) es una cámara ventilada basada en la ventilación vertical y proporciona una protección estructural del MPC durante el almacenamiento. Las entradas y salidas de aire permiten que el aire circule naturalmente a través de la cavidad subterránea para enfriar el MPC. El VVM es una estructura de acero subterránea sellada con soldadura para prevenir el ingreso de cualquier agua subterránea circundante.

La Figura 3-9 muestra un transportador vertical que mueve un contenedor de transferencia cargado HI-TRAC a un módulo de almacenamiento de HI-STORM 100U para la transferencia de un MPC cargado.

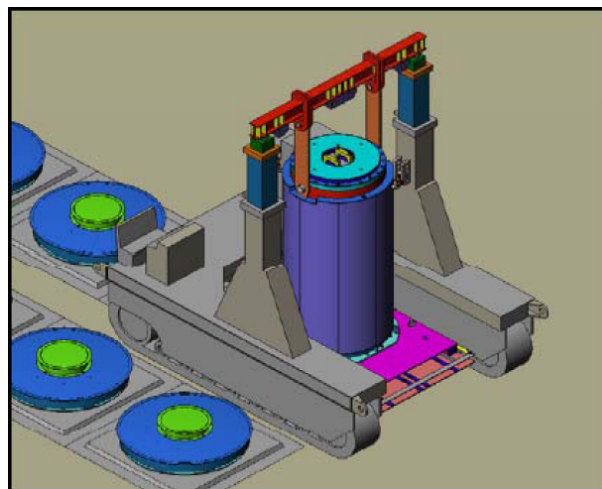


Figura 3-9. Transferencia de un MPC a un módulo de almacenamiento HI STORM 100U

En septiembre de 2009, Holtec presentó una solicitud a la NRC para la certificación del sistema de HI-STORM FW²⁹ (inundación y viento), bajo el Docket 72-1032 de la NRC, el cual recibió su Certificado de Cumplimiento en Junio del 2011. El HI-STORM FW está diseñado para almacenar 37 ensambles de combustible PWR u 89 ensambles de combustible BWR en contenedores MPC-37 o MPC-89, respectivamente. Similar en el diseño al sistema de HI-STORM 100, incluye MPCs sellados por soldadura que contienen el combustible gastado; una sobrecubierta de concreto y acero verticalmente ventilado que alberga un MPC durante el almacenamiento; y un contenedor de transferencia de peso variable (VW de HI-TRAC) que se utiliza para contener el MPC durante las operaciones de carga, descarga y transferencia. Los depósitos del MPC utilizan Metamic-HT como absorbedor de neutrones. El contenedor MPC-37 se diseña con una carga térmica máxima de 47.05 kW, con un quemado de combustible máximo de 68.2 GWd/MTU, y un tiempo de enfriamiento mínimo de 3 años. El contenedor MPC-89 se diseña con una carga térmica máxima de 46.36 kW, con un quemado de combustible máximo de 65 GWd/MTU, y un tiempo de enfriamiento mínimo de 3 años.

3.3.5. NAC International

NAC INTERNATIONAL ha desarrollado un sin número de sistemas de transporte y almacenamiento de combustible gastado que han sido aprobados por la NRC a través de los procesos de certificado de cumplimiento y reportes tópicos de licenciamiento. Durante los 90's NAC desarrolló el sistema NAC S/T, uno de los primeros contenedores de almacenamiento metálicos aprobados por la NRC.

Esta compañía cuenta con 3 tecnologías basadas en sistemas doble propósito que han sido certificadas por la NRC bajo la Parte 72 para almacenamiento. El contenedor NAC Multipropósito (NAC MPC), el contenedor Multi propósito Universal (NAC UMS), y el sistema de almacenamiento Todo-propósito (MAGNASTOR)³⁰. En la Tabla 3-4 se muestran los parámetros de los Sistemas de Almacenamiento en seco de NAC International.

²⁹ NRC Docket Number 72-1030, Final Safety Analysis Report on HI-STORM FW System, Holtec Report HI-2114830, Rev. 0, 2011.

³⁰ NRC Docket Number 72-1031, MAGNASTOR, Modular Advanced Generation Nuclear All purpose Storage, Safety Analysis Report, August, 2004.

Tabla 3-4. Parámetros de los sistemas NAC International de almacenamiento en seco

Tecnología	NAC MPC		NAC UMS		MAGNASTOR	
	Yankee PWR	CY PWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Tipo de Combustible						
# Ensamblés	36	24-26	24	56	37	87
Carga de calor Máxima (kilowatts)	12.5	16-18	23	23	35.5	33
Tiempo de Enfriamiento Mínimo (años)	8	6	5	5	4	4
Quemado de Combustible Máximo (GWd/MTU)	36	40	60	45	60	60
Contenedor de doble propósito						
Longitud [m] [(in.)]	3.11 (122.5)		4.45-4.84 (175.1-190.4)		4.69-4.87 (184.8-191.8)	
Diámetro Externo [m. (in.)]	1.79 (70.6)		1.70 (67.1)		1.83 (72)	
Contenedor de Transferencia						
Longitud [m.] (in.)	3.39 (133.4)	4.14 (162.9)	4.5-4.89 (177.3-192.6)		4.84 (190.62)	
Diámetro Externo [m] (in.)	2.20 (86.5)	2.26 (89)	2.16 (85.3)		2.24 (88)	
Peso con carga (agua) [t.] (lbs)	61.45 (135,473)	78.34 (172,708)	90.6-97.20 (199,800-214,300)		104.1 (229,500)	
Contenedor de Almacenamiento						
Longitud [m.]	3.25 (128)		3.45 (136)		3.45 (136)	
Diámetro Externo [m] (in.)	4.06 (160)		5.31-5.70 (209.2-224.5)		5.54-5.72 (218.3-225.3)	
Peso con carga [t.] (lbs)			140.0-146.9 (308,700-323,900)		145.15-145.6 (320,000-321,000)	
Docket NRC Parte 72	72-1025		72-1015		72-1031	

3.3.5.1. NAC 128 S/T

NAC International ha desarrollado 4 variaciones de su contenedor NAC S/T: NAC-128, NAC-ST, NAC S/T (CoC #72-1002) y NAC-C28 (CoC #72-1003). El NAC-128 fue aprobado en Febrero de 1990 por la NRC para propósitos de almacenamiento.

El NAC 128 está diseñado para almacenar verticalmente 28 ensambles de combustible. Los contenedores NAC S/T están hechos de un cilindro multi pared con una cubierta gruesa de acero inoxidable en su interior y exterior, separadas por plomo, como se muestra en la Figura 3-10. Las dimensiones generales del contenedor son 4.6 m de largo y 2.4 m de diámetro. Las cubiertas externas e internas están conectadas entre sí en ambos extremos por placas y anillos de acero inoxidable. El extremo superior del contenedor es sellado por una tapa de cierre de acero inoxidable atornillada. Esta tapa utiliza un sistema de sellos de doble barrera con 2 sellos metálicos tipo O ring. Un blindaje de neutrones es encapsulado en el acero inoxidable y se coloca en la parte superior del contenedor la cual se puede soldar al cuerpo del contenedor. El blindaje gamma es proporcionado por la pared de plomo y el blindaje contra neutrones por una capa de un polímero sintético sólido que contiene boro, el cual rodea la cubierta externa a lo largo de la región de la cavidad, y es encerrado por una cubierta de acero inoxidable con placas soldadas a la cubierta exterior.

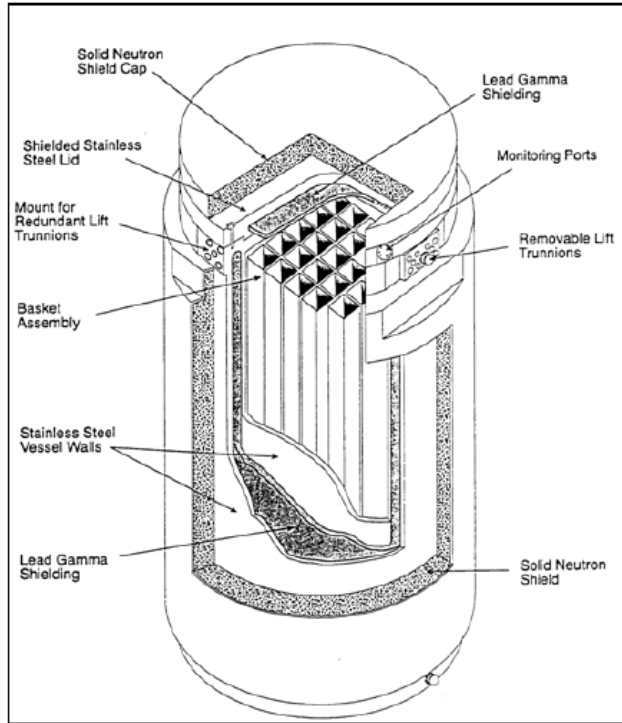


Figura 3-10. Contenedor NAC S/T

La parte inferior del contenedor es sellada por una placa de acero inoxidable con una placa de cierre externa, separada por plomo para blindaje contra la radiación gamma. Cuenta con veinticuatro aletas (fins) de cobre/inoxidable situadas dentro del blindaje radial de neutrones para mejorar la disipación de calor. Se pueden añadir al contenedor seis muñones para propósitos de maniobras de levantamiento y rotación. El depósito de combustible cuenta con 28 tubos de aluminio, separados y apoyados en una rejilla de espaciadores de aluminio y de acero inoxidable, con un material que contiene boro para control de criticidad.

3.3.5.2. NAC MPC

El contenedor multipropósito NAC (NAC MPC) consiste de un contenedor de almacenamiento transportable, un contenedor de concreto vertical, y un contenedor de transferencia. El sistema NAC MPC recibió el certificado de almacenamiento #72-1025 de la NRC, el cual expirará el 10 de abril del 2020. Los componentes principales del sistema de almacenamiento NAC-MPC son el contenedor de almacenamiento

transportable (TSC), el contenedor de concreto vertical (VCC), y el contenedor de transferencia. El TSC de doble propósito está licenciado para transportarse en el contenedor de transporte NAC-STC, Certificado de Cumplimiento 71-9235.

El TSC consiste en un cilindro circular con cubierta de acero inoxidable con una placa inferior soldada, un depósito de combustible, una capa de blindaje, y una tapa estructural. La cubierta cilíndrica, más la placa inferior y las tapas, constituyen la frontera del confinamiento. El depósito de combustible de acero inoxidable es una configuración cilíndrica circular con hasta 36 tubos de combustible (Yankee Class Fuel) y hasta 26 tubos de combustible (for Connecticut Yankee fuel) apoyados lateralmente en una serie de discos soporte de acero inoxidable, que son retenidas por varillas sujetadoras localizadas radialmente. Los tubos cuadrados incluyen hojas que contienen boro en los cuatro lados para control de criticidad.

El VCC sirve como sobrecubierta para el TSC y proporciona el soporte estructural, blindaje, protección contra las condiciones ambientales, y enfriamiento por convección natural del TSC durante el almacenamiento. El contenedor de almacenamiento se fabrica de concreto reforzado con un revestimiento estructural de acero. La pared de concreto y el revestimiento de acero proveen el blindaje contra la radiación de neutrones y gamma.

El contenedor de almacenamiento tiene un pasaje de aire anular para permitir la circulación natural del aire alrededor del contenedor.

Un contenedor de transferencia se utiliza como el dispositivo de elevación para transferir verticalmente el contenedor metálico cargado de la alberca de combustible gastado al VCC y del VCC al NAC ST para transportación fuera de sitio. El contenedor de transferencia tiene puertas inferiores retractables para facilitar la transferencia del contenedor metálico cargado en los contenedores de almacenamiento o transporte.

3.3.5.3. NAC UMS

El sistema universal MPC de NAC (UMS) se ha certificado para el almacenamiento y transporte de 24 ensambles de combustible gastado

PWR o 56 de BWR³¹. El componente de almacenamiento se denomina el sistema universal de almacenamiento e incluye un TSC sellado con soldadura, un contenedor vertical de concreto (VCC), y un contenedor de transferencia. El NAC UMS recibió su certificado de almacenamiento #72-1015 el cual expirará el 20 de noviembre de 2020. El TSC está licenciado para su transporte en el UMS (Universal Transport Cask Package), CoC 71-9270. En la Figura 3-11 se muestra el sistema NAC UMS.

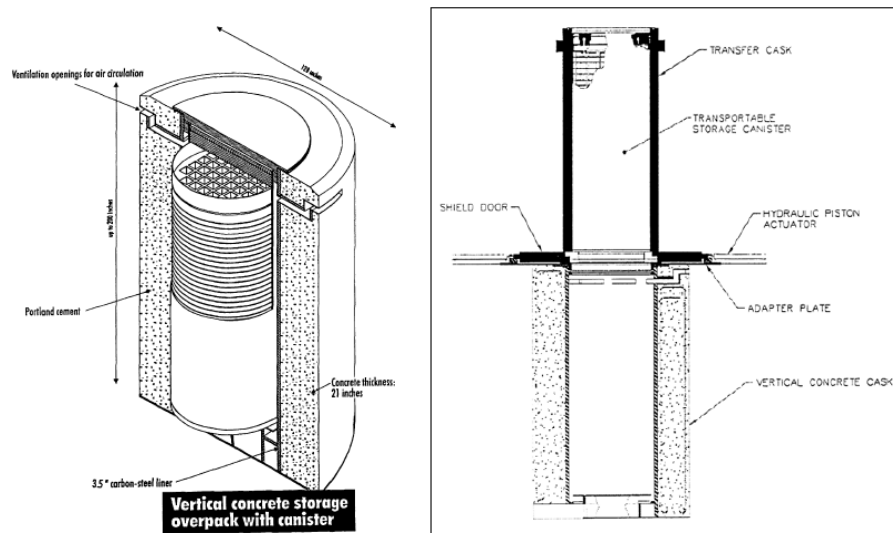


Figura 3-11. Sistema NAC UMS

El TSC es el sistema de confinamiento para el combustible gastado, consiste en una cubierta cilíndrica circular con una placa inferior soldada, un depósito de combustible, una tapa de blindaje, y una tapa estructural. El depósito de combustible es un cilindro circular de acero inoxidable para 24 (PWR) o 56 (BWR) tubos de combustible cuadrados de acero inoxidable apoyados lateralmente por una serie de discos soporte de acero al carbón con las propiedades del acero inoxidable. El depósito de combustible para PWR incluye hojas con boro en los 4 lados para control de criticidad, y en BWR estas hojas están en dos lados.

Hay 3 configuraciones de diferente longitud de TSC para PWR con contenidos específicos de sitio y hay 2 configuraciones de diferente longitud para BWR. Los ensambles/barras de combustible gastado de BWR deben estar intactos. Los ensambles/barras de un PWR específicos

³¹ NRC, Final Safety Evaluation Report for the NAC-UMS Storage System CoC-1015, ML003743531 p. 2-1, October, 2000.

de sitio pueden estar intacto o dañados, en donde los ensambles o barras dañadas deberán colocarse en un contenedor de combustible.

La sobrecubierta de almacenamiento denominada VCC, da soporte estructural, blindaje, protección contra condiciones ambientales y favorece el enfriamiento por convección natural del contenedor metálico durante su almacenamiento. La pared de concreto y el revestimiento de acero dan blindaje contra la radiación de neutrones y gamma para el almacenamiento del contenedor. El contenedor de concreto tiene una cavidad anular que permite la circulación natural de aire alrededor del contenedor metálico para remover el calor de decaimiento del combustible nuclear gastado almacenado en el TSC. La parte superior del contenedor de concreto está cerrada por un tapón de levantamiento de blindaje el cual incorpora una placa de acero al carbón como blindaje de radiación gamma así como también un material sólido de protección contra neutrones. La tapa de acero al carbón también provee blindaje adicional contra la radiación gamma la cual está colocada en la parte superior de la misma. La cubierta superior es ajustada en sitio y tiene unos indicadores de sellos en los dos pernos de sellado. Hay 3 configuraciones de VCC de diferente longitud para PWR y contenido específico de sitio, y 2 configuraciones de diferente longitud de VCC para contenidos BWR.

El contenedor de transferencia es usado para movimientos verticales del TSC entre estaciones de trabajo y el contenedor de transporte VCC o UMS. El contenedor de transferencia tiene un diseño multi pared y un anillo retenedor el cual se ajusta con pernos en sitio para evitar la carga inadvertida de un contenedor metálico a través de su sujetado de la parte superior cuando éste está en el contenedor de transferencia. El contenedor de transferencia tiene puertas retractiles con blindaje en la parte inferior lo que facilita el movimiento del TSC desde el contenedor de transferencia a los contenedores de transporte VCC o UMS.

3.3.5.4. NAC MAGNASTOR

El sistema NAC MAGNASTOR es un sistema basado en el diseño de contenedores doble propósito con una capacidad de 37 ensambles PWR o 87 ensambles BWR. El componente de almacenamiento incluye un TSC con una cubierta soldada, un contenedor de almacenamiento de concreto y un contenedor de transferencia. El NAC MAGNASTOR tiene el certificado de cumplimiento #72-1031 el cual expirará el 4 de febrero del

2020. NAC tiene la intención de licenciar el MAGNASTOR TSC para transporte siendo éste compatible con los contenedores de transporte MAGNASTOR.

El TSC suministra un sistema de confinamiento para el almacenamiento de combustible. El ensamble TSC consiste en una cubierta cilíndrica con una placa soldada en la parte inferior, un depósito de combustible, una tapa de cierre, un anillo de cierre, y dos puertos- penetraciones redundantes. La cubierta cilíndrica más la placa inferior, la tapa de cierre y la parte interior de los puertos-penetraciones son de acero inoxidable y conforman la frontera de confinamiento.

El depósito de combustible de acero al carbón tiene una configuración de un cilindro circular con 37 espacios para ensambles PWR u 87 BWR. Los espacios para los ensambles de combustible en los depósitos de PWR y BWR tienen paneles de absorción de neutrones en los cuatro lados para control de criticidad. Cada panel absorbedor de neutrones está cubierto con una hoja de acero inoxidable para proteger al material durante operaciones de carga y descarga de combustible y para mantener el panel en su posición. El contenedor de almacenamiento de concreto es una sobrecubierta de almacenamiento para el TSC, la cual da soporte estructural, blindaje, protección contra condiciones ambientales, y enfriamiento por convección natural del TSC durante largos periodos de almacenamiento. El contenedor de concreto es una estructura de concreto reforzado con una placa interior de acero al carbón, éste tiene una cavidad anular para el paso de aire permitiendo una convección pasiva mediante el flujo de aire alrededor del TSC. La parte superior del contenedor de concreto es cerrada por una cubierta de acero al carbón y concreto, la cual es torqueada en sitio.

El contenedor de transferencia sirve de blindaje durante movimientos del TSC, estaciones de trabajo, el contenedor de concreto y el contenedor de transporte. Éste tiene un diseño multi-pared (capa) (acero/plomo/NS-4-FR/acero) puertas blindadas retractiles en la parte inferior (operadas hidráulicamente) las cuales son usadas durante operaciones de carga y descarga. Un esquema del sistema de almacenamiento MAGNASTOR y un corte de la sección transversal de la sobrecubierta de almacenamiento se muestra en la Figura 3-12.

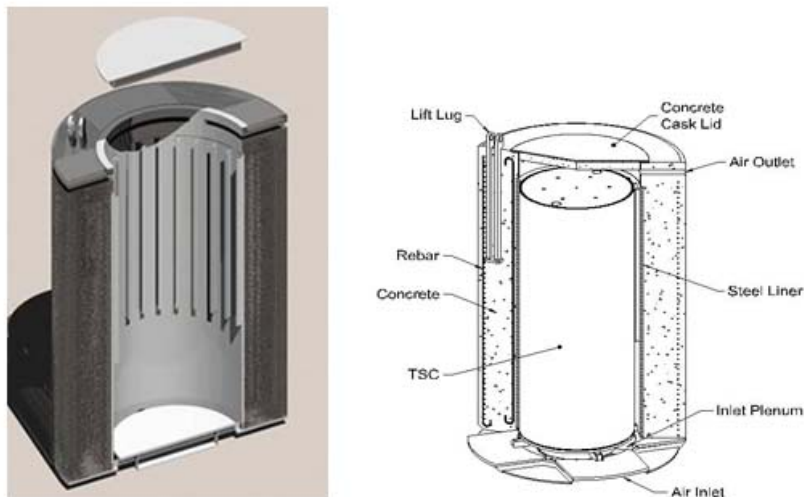


Figura 3-12. Sistema de almacenamiento MAGNASTOR

3.3.6. Transnuclear, Inc.

TRANSNUCLEAR, Inc tiene dos líneas de producto de almacenamiento en seco en el mercado de Estados Unidos, la familia de contenedores de metal incluyen los sistemas TN-24P, TN-40, TN-40HT, TN-32, TN-68; y los sistemas NUHOMS incluyen los sistemas estándar NUHOMS, los sistemas avanzados NUHOMS, y los sistemas NUHOMS HD. Ambas líneas de tecnología de almacenamiento en seco se resumen a continuación.

3.3.6.1. Contenedores de metal TN

La familia de contenedores de metal TRANSNUCLEAR, TN-24P, TN-40, TN-32 y TN-68, son contenedores de metal para almacenar 24 PWR, 40 PWR, 32 PWR y 68 BWR ensambles de combustible gastado respectivamente. El contenedor TN-24P recibió su certificado de cumplimiento (CoC# 72-1005) para almacenamiento de combustible gastado de PWR. El diseño del contenedor TN-40 fue aprobado como parte del reporte de análisis de seguridad del ISFSI de Praire Island (Docket 72-10). El contenedor TN-40HT se encuentra actualmente en revisión de la NRC como parte de la enmienda a la licencia del ISFSI de Praire Island. La NRC aprobó el diseño del contenedor TN-32 en abril del 2000 (CoC #72-1021). El contenedor de doble propósito TN-68 fue certificado por la NRC en mayo del 2000 (CoC #72-1027), éste también se

encuentra licenciado para transporte (CoC #71-9293). En la Tabla 3-5 se muestran los parámetros de los sistemas TN METAL de almacenamiento en seco.

Tabla 3-5. Parámetros³² de los sistemas TN METAL de almacenamiento en seco

Tecnología	TN-32	TN-40	TN-40HT	TN-68
Tipo de Combustible	PWR	PWR	PWR	BWR
# Ensamblés	32	40	40	68
Carga de calor Máxima (kilowatts)	32.7	27	32	30
Tiempo de Enfriamiento Mínimo (años)	7	10	18	7
Quemado de Combustible Máximo (GWd/MTU)	40	45	60	60
Contenedor de Almacenamiento				
Longitud [m.]	4.9 (184.0)	4.4 (175)	4.6	5.5 (215)
Longitud con cubierta protectora [m. (in.)]	5.13 (201.88)	5.13 (202.0)	(181.75)	2.49 (98)
Diámetro Externo [m] (in.)	2.48 (97.75)	2.53 (99.52)	5.07 (199.6)	104.3 (230,000)
Peso con carga [t.] (lbs)	104.8 (231,000)	102.5 (226,000)	2.57 (101) (242,400)	
Docket NRC Parte 72	72-1021	SNM-2506	SNM-2506	72-1027

El contenedor TN-32 está siendo usado en los ISFSI de Surry, North Anna y McGuire, las dos primeras de la compañía Dominion y la tercera de Duke Energy, en la Figura 3-13 se muestra el contenedor TN-32. El contenedor TN-40 está siendo usado en el ISFSI de Praire Island propiedad de Xcel Energy.

³² EPRI, Industry Spent Fuel Storage Handbook, p. 4-23, July 2010.

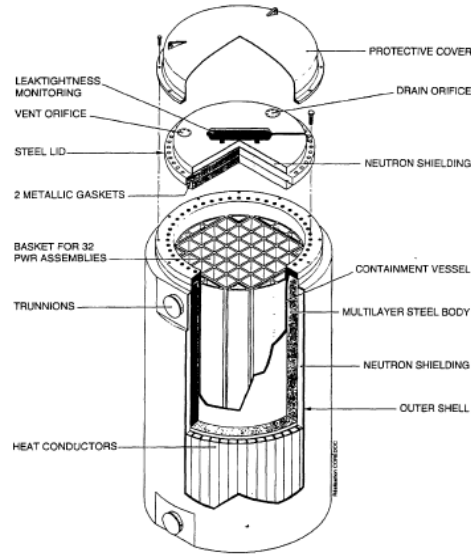


Figura 3-13. Contenedor TN-32

El contenedor TN-68 está siendo usado en el ISFSI de Peach Bottom de Exelon. Como un ejemplo de la familia de contenedores TN, se describe a continuación el diseño del contenedor metálico TN-68. El cuerpo del contenedor TN-68 es un cilindro circular conformado por los siguientes componentes: Vasija de confinamiento con una tapa de cierre torquada, depósito para ensamblajes de combustible, blindaje gamma, muñones, blindaje de neutrones, sistema de monitoreo de presión y una cubierta contra inclemencias del tiempo. El contenedor metálico de doble propósito TN-68 se muestra en la Figura 3-14.

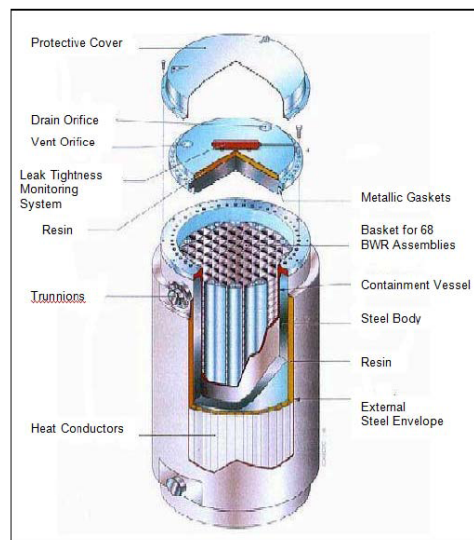


Figura 3-14. Contenedor TN-68

La vasija de confinamiento consiste en una carcasa interior la cual es un cilindro de acero al carbón soldado con una placa inferior de acero al carbón soldada; una brida forjada y una tapa torqueada y bridada de acero al carbón con un sello interior metálico; con cubiertas para venteo y drenaje con pernos de cierre y sellos metálicos internos.

El depósito consiste en un conjunto de celdas de acero inoxidable soldadas con placas de acero inoxidable. En las partes superior e inferior de estas placas se localizan paneles absorbedores de neutrones. Los paneles absorbedores de neutrones forman trayectorias de conducción de calor de los ensambles a la cavidad del contenedor, y son un control de criticidad.

El blindaje gamma encierra la vasija de confinamiento y consiste en una cubierta y placa inferior independientes de acero al carbón, las cuales están soldadas a la brida de cierre. Se tiene la opción de un anillo de blindaje gamma de acero al carbón, el cual puede ser usado e instalado en la parte superior de blindaje de neutrones. La tapa de cierre también está provista de blindaje gamma. El blindaje gamma radial consiste en un compuesto de resinas que contienen boro alrededor del blindaje gamma. El compuesto de resinas es introducido en contenedores de aluminio los cuales son encapsulados en una coraza de acero exterior. Los contenedores de aluminio conforman una trayectoria de transferencia de calor (conducción) desde el cuerpo del contenedor a la coraza exterior. El blindaje axial de neutrones es proporcionado por un disco de polipropileno localizado en la tapa del contenedor.

Existen 4 muñones soldados al cuerpo del contenedor. Los muñones superiores son utilizados para el levantamiento, los inferiores pueden ser usados para rotar un contenedor descargado. El sistema de monitoreo de sobrepresión supervisa continuamente la presión en el interespacio entre la parte interna y externa de los sellos de la tapa y puertos de venteo y drenes. Este sistema consiste en un tanque llenado con helio, transductores de presión o switches, tubing, accesorios y válvulas. La cubierta de protección formada por un sello elastomérico protege la tapa de cierre y los componentes del sello, el blindaje contra neutrones de la parte superior y el sistema de sobre presurización.

3.3.6.2. Sistemas NUHOMS

La familia de sistemas de almacenamiento de concreto modular NUHOMS, está diseñada para un almacenamiento horizontal de ensambles de combustible gastado PWR y BWR. Sus componentes principales son: un contenedor metálico blindado de acero inoxidable (DSC) con depósitos internos de combustible, un módulo de almacenamiento de concreto horizontal (HSM) el cual protege al DSC y sirve de blindaje radiológico, un contenedor de transferencia usado para transportar el DSC al HSM y también sirve de blindaje durante estas operaciones, y un sistema hidráulico (HRS) usado para insertar el DSC dentro del HSM. Las Tablas 3-6a y 3-6b resumen los parámetros físicos asociados con los contenedores NUHOMS incluyendo parámetros de varios diseños DSC, diseños de contenedores de transferencia, y diseños HSM que han sido certificados por la NRC bajo el 10CFR72.

Tabla 3-6a. Parámetros³³ de los sistemas NUHOMS de almacenamiento en seco

Tecnología	Diseño DSC NUHOMS								
	-24PT1	-24PT4	-24PHB	-24PTH	-32PT	32PTH	-32PTH1	-61BT	-61BTH
Tipo de Combustible	PWR	PWR	PWR	PWR	PWR	PWR	PWR	BWR	BWR
# de Ensamblés	24	24	24	24	32	32	32	61	61
Carga de calor Máxima (kilowatts)	14	24	24	40.8	24	34.8	40.8	18.3	31.2
Tiempo de Enfriamiento Mínimo (años)	10	5	5	3	5	5	3	4	3
Quemado de Combustible Máximo (GWd/MTU)	45	60	55	62	45	60	62	40	62
Contenedor									
Longitud [m.] (in.)	4.7 (186.5)	4.99 (196.3)	4.73 (186.17)	4.74, 4.9 (186.5-193)	4.74, 4.9 (186.5-193)	4.9 (193)	4.7-5.04 (185.8-198.5)	4.98 (196)	4.98 (196)
Diámetro Externo [m.] (in.)	1.71 (67.2)	1.71 (67.2)	1.71 (67.2)	1.58 (62.2)	1.71 (67.2)	1.77 (69.75)	1.77 (69.75)	1.7 (67)	1.7 (67)
Docket NRC Parte 72	72-1029	72-1029	72-1004	72-1004	72-1004	72-1030	72-1004	72.1004	72-1004

³³ EPRI, Industry Spent Fuel Storage Handbook, p. 4-26, July 2010.

Tabla 3-6b. Parámetros³⁴ de los sistemas NUHOMS y HSM de almacenamiento en seco

Descripción	Contenedor de Transferencia NUHOMS y HSM		
	OS200	OS197	OS187H
Diseño del contenedor de transferencia			
Longitud [m. (in.)]	206.72 92.11	207.22 85.5	207.22 85.5
Diámetro Externo [m. (in.)]	125	100	100
Capacidad Requerida de la Grúa [t. (tons)]			
Módulo de Almacenamiento Horizontal	HSM-102		HSM-H/HS
	PWR	BWR	
Longitud [m. (ft)]	5.80 (19) 2.96 (9.7)	6.04 (19.8) 2.96 (9.7)	6.2 (248) 2.9 (9.7)
Ancho [m. (ft)]	4.57 (180) 159.3 -165,3	4.57 (180) 159.4	5.64 (222) 180.6
Altura [m. (in.)]	(351,200-364,400)	(351,400) (61BT)	(418,000) (32 PTH1)
Peso con carga [t. (lbs)]	24P, 24PT2, 32PT, 24PHB	52B, 61BT	24PTH, 61BTH, 32PTH, 32PTH1, 32PTH Tipo 1

³⁴ EPRI, Industry Spent Fuel Storage Handbook, p. 4-26, July 2010.

Existen varios diseños NUHOMS aprobados por la NRC. NUHOMS-07P fue aprobado bajo condiciones específicas para el ISFSI de H.B Robinson. El sistema NUHOMS-24P fue aprobado únicamente para almacenamiento bajo condiciones específicas de sitio para el ISFSI de Oconee. Como se muestra en la Tabla 3-6, los sistemas NUHOMS también han sido aprobados bajo licencia general: el sistema NUHOMS estandarizado fue certificado en enero de 1995 y puede ser usado con los diseños de DSC NUHOMS-24P, -52B, -61BT, -32PT, -24PHB, -24PTH, -32PTH1, y -61PTH.

El sistema avanzado NUHOMS fue certificado en febrero del 2003 para el almacenamiento de los diseños DSC NUHOMS -24P1 y NUHOMS- 24PT4. El sistema NUHOMS HD fue certificado en enero del 2007 para almacenamiento del DSC NUHOMS-32PTH.

Las tecnologías NUHOMS son usadas para almacenamiento de combustible nuclear gastado en los siguientes ISFSI: H.B. Robinson, Oconee, Calvert Cliffs, Palisades, Point Beach, Susquehanna, Rancho Seco, Oyster Creek, San Onofre, Duane Arnold, Millstone, Surry, North Anna, Fort Calhoun, Limerick, St. Lucie, Seabrook, Monticello, y Kewaunee. Como ejemplo, a continuación se describe el sistema NUHOMS estandarizado y se muestra en la Figura 3-15.

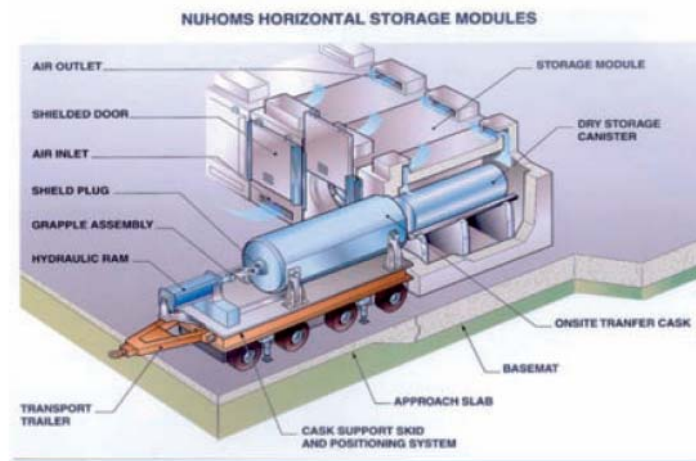


Figura 3-15. Sistema NUHOMS de almacenamiento en seco

El DSC consiste en una carcasa con una placa cubierta en la parte inferior, un tapón blindado en la parte inferior, un anillo, un tapón blindado en la parte superior, una placa cubierta en la parte superior y el depósito de combustible. La longitud de la carcasa es específica del tipo de

combustible. El depósito interno contiene los racks de ensamble de combustible y mejora la subcriticidad durante operaciones de carga además de dar el soporte estructural durante un accidente de caída postulado. El DSC está diseñado para deslizarse desde el contenedor de transferencia hasta el HSM y viceversa sin ningún daño a las superficies deslizantes.

Hay varias configuraciones de depósito de combustible las cuales están asociadas con los diferentes diseños de DSC. Esto se describe con mayor detalle en el CoC y en el reporte de análisis seguridad del sistema NUHOMS estandarizado. Esta configuración consiste en placas o tubos de acero inoxidable soldados para formar el mallado de los compartimientos de combustible; junto con rieles de aluminio de los depósitos, y están diseñados para acomodar 32 ensambles PWR.

EL HSM es una unidad de concreto reforzado con penetraciones localizadas en la parte superior e inferior de los muros para el flujo de aire. Estas penetraciones están protegidas contra intrusión de materiales extraños mediante mallas metálicas durante operaciones de almacenamiento. La estructura soporte del DSC, un marco estructural de acero con rieles, es instalado en el HSM. Existe una versión alterna del diseño HSM-H la cual ha sido fabricada para usarse en sitios con alto grado de sismicidad. El TC es usado para operaciones de carga y transferencia entre el edificio de la alberca de combustible gastado y para transportar los DSC cargados a o desde el HSM. El TS es una vasija cilíndrica con una tapa encapsulada en la parte inferior y una placa superior torqueada. Del mismo modo cuenta con 2 muñones para operaciones de levantamiento del contenedor en el edificio de la alberca de combustible gastado; 2 muñones en la parte inferior cerca de la base del contenedor se usan como eje de rotación.

3.3.7. Westinghouse MC-10

Como se muestra en la Figura 3-16, el contenedor Westinghouse MC-10³⁵ es un contenedor metálico diseñado para el almacenamiento vertical de 24 ensambles de combustible gastado PWR. El MC-10 consiste en un cilindro de paredes de acero forjado. El contenedor tiene una cavidad cilíndrica en la cual sostiene el depósito de los ensambles. La longitud total es de 15.7 ft con un diámetro aproximadamente de 8.9 ft. El cuerpo de contenedor está hecho de una aleación

³⁵ IAEA, Survey of wet and dry spent fuel storage, IAEA-TECDOC-1100, Vienna 1999, p. 92

baja de acero con muros de acero forjado y un fondo que contiene blindaje contra radiación gamma y da integridad estructural. La cubierta blindada de baja aleación de acero con un sello tipo O ring metálico sella inicialmente y blindo después de la carga de combustible. Una cubierta de acero al carbón con sello tipo O ring forma la primera contención de sellado. Una tapa de sello forma la segunda contención de sellado. Adicionalmente se cuenta con otra cubierta, la cual contiene material absorbedor de neutrones BISCO NS-3. Esta cubierta está soldada a las primeras 2 contenciones de sello.

La superficie interior del contenedor es rociada térmicamente con aluminio para protección contra la corrosión. 24 placas de acero al carbón están soldadas entre las placas externas con propósitos para aumentar la protección de la cubierta exterior. Se suministra un blindaje de neutrones con una placa de material BISCO NS-3 en la cavidad entre el muro del contenedor y la cubierta de protección exterior. Se cuenta con 4 muñones para fines de levantamiento y rotación del contenedor.

El depósito de ensamblajes de combustible consiste en 24 localidades en una estructura tipo panel. Cada una de las 24 localidades de almacenamiento consiste en un encapsulado y material absorbedor de neutrones.

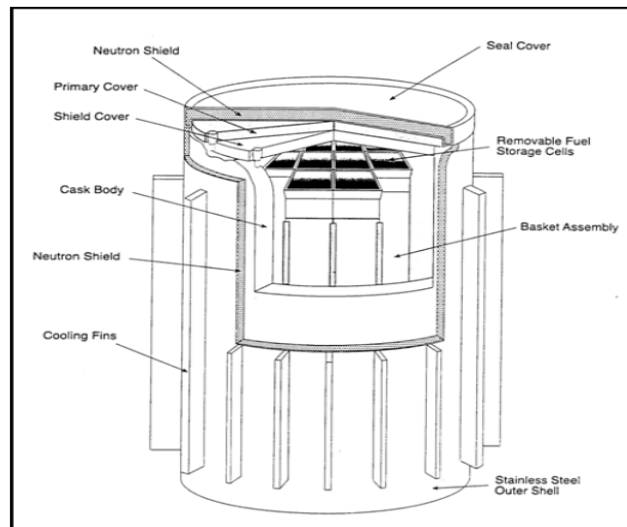


Figura 3-16. Contenedor Westinghouse MC-10

4. Consideraciones para el licenciamiento de un ISFSI

Ya que es deseable continuar operando las centrales nucleoelectricas y la capacidad de las ACG (a veces incrementada) se está agotando, las centrales iniciaron la búsqueda de opciones de almacenamiento en sitio. La opción más popular, después del *reracking* de la ACG, ha sido el almacenamiento en seco, el cual está regulado por la NRC bajo la parte 72 del 10CFR. Esta opción hace uso de una parte del sitio existente para la instalación de un ISFSI. El combustible gastado es almacenado en esta instalación en una configuración en seco usando ensambles de contenedores metálicos de tipo multicomcombustible. Estos contenedores metálicos comúnmente están hechos de acero inoxidable y tienen la propiedad de contener, blindar y proveer una geometría de control para los ensambles de combustible gastado. Adicionalmente sirven para contener las potenciales fugas por rupturas del encamisado del combustible. El blindaje provee protección contra la radiación durante el transporte del contenedor metálico, así como también durante su almacenamiento. La geometría de control tiene el propósito de evitar cualquier accidente de criticidad nuclear en el evento de que el contenedor se vea inundado con agua. La remoción de calor se lleva a cabo mediante transferencia de calor por convección y es pasiva totalmente.

4.1. Temas de licenciamiento y regulatorios

El almacenamiento del CG en un ISFSI es regulado por el 10CFR72 “Requerimientos de Licenciamiento para el almacenamiento independiente de combustible gastado y desechos radioactivos de alto nivel”. La parte 72 del 10CFR tiene dos opciones de licenciamiento, las cuales se describen a continuación.

4.1.1. Licencia específica de sitio

La primera opción se denomina Licencia Específica de Sitio, ésta es una licencia completamente separada y requiere de un proceso de licenciamiento para su implementación, cuenta con sus propias especificaciones técnicas, SAR (*Safety Analysis Report*), y SER (*Safety Evaluation Report*) para un sitio específico en el cual será implementado. La licencia es administrada y regulada por una oficina de la NRC diferente a las que regulan las licencias por la parte 50. La subparte B del 10CFR72 “Solicitud de Licencia, formatos y contenidos”, especifica la

información que debe contener la solicitud de licencia para un ISFSI. La guía reguladora 3.50, “Lineamientos para la preparación de una solicitud de licencia para un ISFSI”, describe el formato aceptable para hacer la solicitud de licencia de acuerdo a lo especificado en la parte 72. La revisión de la NRC a la solicitud de licencia para un ISFSI se basa en el NUREG 1567, “Plan de Revisión estándar para ISFSI”. El 10CFR72 hace uso de un proceso de licenciamiento de una sola etapa por lo que, la solicitud de licencia debe estar completa antes de someterla a la revisión de la NRC. Los siguientes temas están resumidos en una solicitud de licencia o incluidos como anexos a dicho documento.

- Reporte de Análisis de Seguridad- La guía reguladora RG 3.48: “Formato y contenido estándar para un reporte de análisis de seguridad de un ISFSI” proporciona los lineamientos para la preparación del SAR. La RG 3.62: “Formato y contenido estándar del reporte del análisis de seguridad para el almacenamiento en sitio de contenedores de almacenamiento de combustible gastado” proporciona los lineamientos para la preparación del SAR para un ISFSI localizado en el sitio del reactor.
- Plan de Desmantelamiento del ISFSI- Proporciona información acerca del método de desmantelamiento junto con los planes para llevar a cabo este proceso.
- Plan de Emergencia- Para un ISFSI en el sitio, los requerimientos del 10CFR72.23 pueden cumplirse por el plan de emergencia requerido por el 10CFR50.47 utilizado en el sitio del reactor. Se llevan a cabo revisiones al plan de emergencia para evaluar eventos anormales asociados con operaciones de transferencia de combustible y de almacenamiento de combustible gastado en el ISFSI.
- Reporte de Impacto Ambiental- El 10CFR72.34 requiere que sea sometido a revisión con la solicitud de licencia para un ISFSI, un reporte ambiental. Este reporte debe cumplir con los requerimientos de la subparte A del 10CFR parte 51. La RG 4.2 Rev. 2: “Preparación de reportes ambientales para centrales nucleoelectricas”, proporciona los lineamientos en el formato y contenido de un reporte ambiental.
- Programa de Aseguramiento de la Calidad- El 10CFR72.140 (b) requiere la implementación de un programa de aseguramiento de la calidad

aprobado por la NRC que cumpla con el apéndice B del 10CFR50 en lo referente a un ISFSI.

- Plan de Seguridad Física- El 10CFR72 subparte H “Seguridad Física” requiere que el licenciataria establezca un plan detallado para la seguridad física del ISFSI. El plan debe de mostrar cumplimiento con el 10CFR parte 73 durante el transporte al o desde el ISFSI, así como también debe listar pruebas, auditorias, inspecciones y cualquier otra medida usada para demostrar dicho cumplimiento.
- Plan de Contingencia de Salvaguardias
- Programa de Entrenamiento del Personal
- Condiciones de Licencia propuestas, incluyendo especificaciones técnicas.
- Diseño de la seguridad física- La NRC clasifica al ISFSI como un “Área protegida” y debe ser envuelta en un área de acceso controlado con sistema de detección de intrusos, iluminación, patrullajes de seguridad, búsquedas visuales de personal y vehículos que entran al área del ISFSI, y capacidad de comunicación con la seguridad física de la central.

La Figura 4-1 muestra un programa hipotético para la planeación de un ISFSI bajo una Licencia Específica de Sitio. Este programa supone un tiempo de planeación e implementación de aproximadamente 6 años.

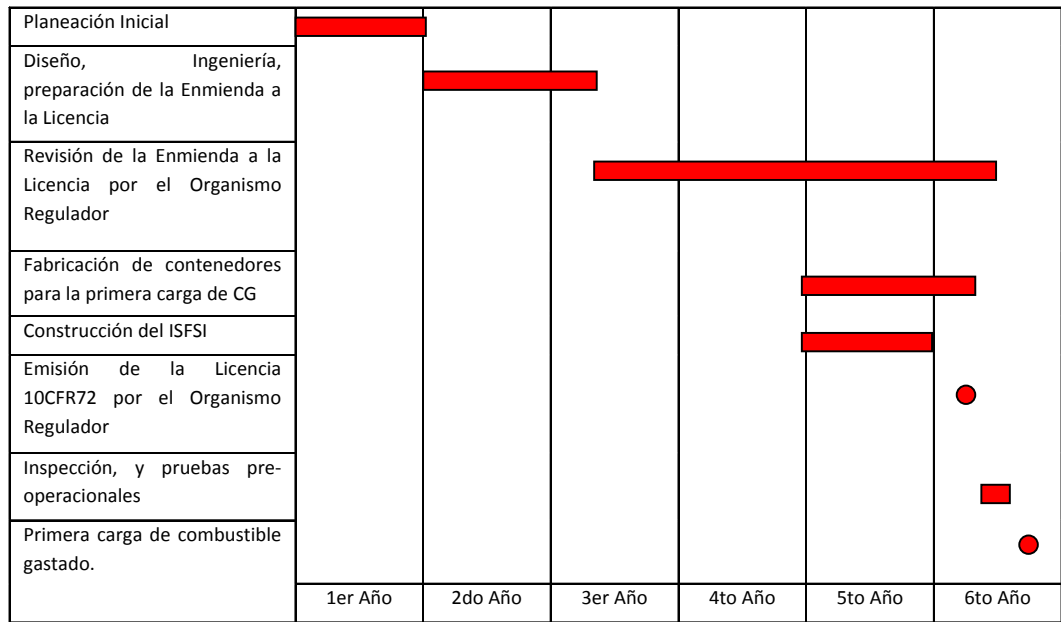


Figura 4-1. Programa de planeación de un ISFSI (licencia específica de sitio)

Las actividades iniciales de planeación incluyen: el desarrollo de estudios para determinar las alternativas viables para la expansión de la capacidad de almacenamiento, la evaluación de las limitaciones específicas del sitio, la preparación de una solicitud de ofertas para sistemas de almacenamiento en seco, la revisión y la evaluación de las ofertas y la selección de la tecnología de almacenamiento.

Las actividades del diseño, ingeniería y preparación de la solicitud de licencia incluyen las investigaciones necesarias del sitio para la selección del área del ISFSI, actividades de diseño e ingeniería del ISFSI, y preparación de la solicitud de licencia, reporte ambiental y documentos asociados.

La revisión de la NRC de solicitudes de licencia ha estado en un rango de 17 meses a 9 años, con un tiempo promedio de 29 meses aproximadamente. Los tiempos de revisión de la NRC pueden incrementarse si se hace uso de una nueva tecnología de almacenamiento o si se espera una intervención de su parte.

La fabricación de los contenedores y la construcción del ISFSI pueden llevarse a cabo bajo riesgo para la central, si éstos iniciaran antes de que la NRC emitiera la

licencia, considerando que la revisión de la NRC pudiera resultar en cambios de diseño. Si la fabricación y la construcción no se llevan a cabo en paralelo con el periodo de revisión de la NRC, se tendrían que considerar otros 18 meses en el programa de 6 años.

Generalmente la NRC lleva a cabo actividades de inspección antes y durante la construcción de la plancha de concreto del ISFSI, así como también durante las pruebas pre-operacionales. Durante las inspecciones y las pruebas pre-operacionales, el licenciatarario lleva a cabo pruebas de arranque del ISFSI y pruebas funcionales a los sistemas y componentes de los contenedores y equipo auxiliar. Durante la demostración de una carga de un contenedor seco, se demuestra el entrenamiento del personal, desempeño del equipo y verificación de procedimientos.

4.1.2. Licencia general

La segunda opción de licenciamiento, se denomina licencia general. Bajo esta opción de la subparte K de la parte 72, un licenciatarario bajo la parte 50 puede hacer uso de diseños de almacenamiento de combustible seco aprobados por la NRC, bajo la licencia existente. Esto evita la necesidad de someter a revisión y aprobación de la NRC una solicitud de licencia específica, lo que no requeriría ninguna acción de licenciamiento. Se requiere que el licenciatarario documente una evaluación específica de sitio y del diseño del contenedor seleccionado aprobado por la NRC bajo los lineamientos del 10CFR72.212. Esta evaluación es resguardada por el licenciatarario para posteriores revisiones potenciales de la NRC y para necesidades de ser revisada cada vez que haya cambios en las instalaciones de acuerdo al 10CFR72.48 (Similar al proceso de evaluaciones de seguridad bajo el 10CFR50.59), las cuales no requerirían aprobación de la NRC. Tal como se establece en el 10CFR72.212 (b) (4), antes del uso de diseños de contenedores certificados bajo una licencia general, el licenciatarario debe determinar si las actividades relacionadas con el almacenamiento del combustible gastado bajo este marco de licenciamiento involucran alguna pregunta de seguridad no revisada o cambios a las especificaciones técnicas de la central, como se refiere en el 10CFR50.59. La sección 10CFR72.212 (b) (6), requiere una revisión del plan de emergencia, un programa de aseguramiento de la calidad, un programa de entrenamiento, y un programa de protección radiológica que determine si hay una disminución en la efectividad de estos

programas causada por el almacenamiento del combustible gastado bajo los criterios de una licencia general. Cambios en la licencia de acuerdo a la parte 50 para acomodar las operaciones de manejo y carga de contenedores o modificaciones en la alberca de combustible gastado pueden requerir una enmienda a la licencia actual. Las especificaciones técnicas de operación del ISFSI son suministradas por el vendedor y cuentan con su certificado de cumplimiento (CoC). El SAR es considerado como un documento suministrado por el vendedor y se denomina como “Reporte de Análisis de Seguridad Certificado” (CSAR) y es documentado por una evaluación específica del sitio de acuerdo al 10CFR72.12.

Si el sitio del reactor está próximo a ser desmantelado, la evaluación de una licencia específica de sitio puede tener mayor sentido. Si el ISFSI cuenta con una licencia específica de sitio bajo la parte 72, una vez que el desmantelamiento es terminado, la licencia bajo la parte 50 puede ser finiquitada, junto con todos sus requerimientos. La licencia específica de sitio bajo la parte 72 seguirá cubriendo al combustible gastado que continúe en sitio almacenado en el ISFSI. Algunas centrales pueden seleccionar la opción de una licencia general para evitar acciones de licenciamiento y posibles audiencias públicas relacionadas con una licencia específica de sitio para un ISFSI. Sin embargo, si la central es desmantelada y tiene un ISFSI bajo una licencia general, entonces se tendrá que mantener abierta la licencia bajo la parte 50 o tomar acciones de licenciamiento para una licencia específica de sitio para un ISFSI.

La Figura 4-2 presenta un programa teórico para la planeación de un almacén en seco usando una tecnología de almacenamiento certificada por la NRC bajo una licencia general. El programa supone una duración total de la planeación e implementación de 3.5 años aproximadamente.

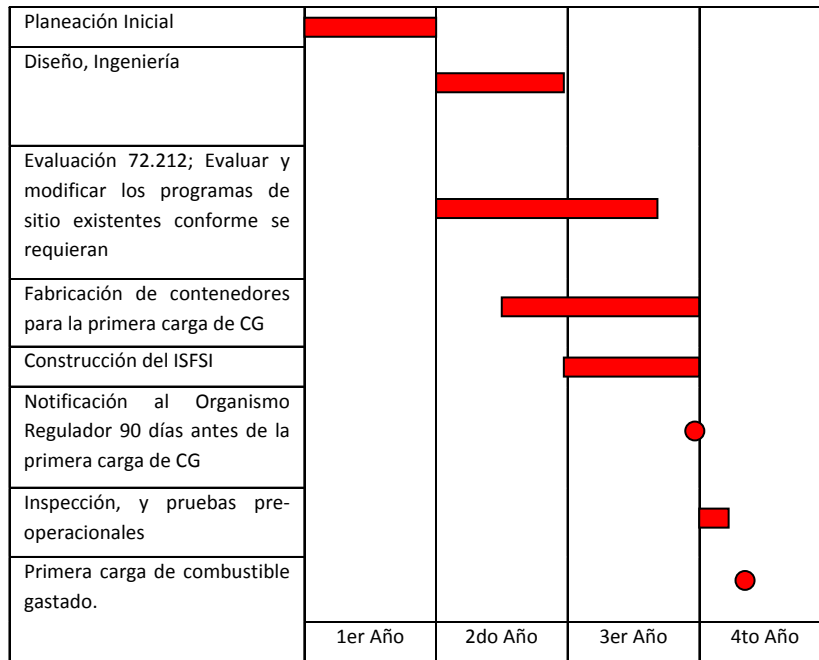


Figura 4-2. Programa de planeación de un ISFSI (licencia general)

Las actividades de planeación inicial incluyen el desarrollo de estudios para determinar las alternativas viables de la expansión del almacenamiento, las evaluaciones de las limitaciones específicas del sitio, la preparación de la solicitud de ofertas para sistemas de almacenamiento en seco, la revisión y la evaluación de las ofertas, y la selección de la tecnología de almacenamiento. Se supone un periodo de fabricación inicial del contenedor de 18 meses; esto podría llegar a ser un problema si la demanda de contenedores se incrementa en un futuro cercano.

Las actividades de diseño e ingeniería incluyen investigaciones del sitio requeridas para la selección del área de instalación del ISFSI, así como también las actividades de diseño e ingeniería del mismo. En paralelo con las actividades previamente mencionadas se debe llevar a cabo la evaluación requerida por el 10CFR72.12, la cual puede resultar en modificaciones a programas aseguramiento de la calidad (QA), planes de emergencia, planes de seguridad física, etc., así como también el desarrollo y modificación de procedimientos para sustentar las operaciones del ISFSI.

Las actividades de construcción del ISFSI incluyen la preparación del sitio y la construcción de la plancha de concreto junto con las inspecciones de la NRC antes y durante la construcción.

Durante la fase de inspección y pruebas pre-operacionales, el licenciario lleva a cabo pruebas de arranque inicial del ISFSI y pruebas funcionales de los sistemas y componentes del contenedor y equipo auxiliar; incluyendo un ejercicio de carga del contenedor.

4.2. Proceso de certificación de contenedores

Para que un sistema de contenedor de combustible gastado en seco sea aprobado para su uso bajo una licencia general de acuerdo a la parte 72 por licenciarios bajo la parte 50, el propietario del diseño del contenedor debe solicitar un certificado de cumplimiento a la NRC, sometiendo su diseño a revisión y aprobación de este organismo regulador. La información requerida para tales solicitudes está especificada en la subparte L del 10CFR72. La RG 3.61: "Formato y contenido estándar para reportes de análisis de seguridad típicos de un contenedor de almacenamiento en seco de combustible gastado" contiene una descripción de la información requerida por el staff de la NRC. El staff de la NRC utiliza como guía los apartados del NUREG-1536: "Plan de revisión estándar para sistemas de almacenamiento de combustible gastado en seco en una instalación de licencia general" para revisar la solicitud. Este plan de revisión estándar lleva a una revisión regulatoria consistente de las solicitudes e identifica opciones aceptables para cumplir con los requerimientos regulatorios. La evaluación del Staff de la NRC incluye diferentes áreas como se enlista a continuación:

1. Información general
2. Criterios de diseño principales
3. Diseño estructural
4. Térmica
5. Confinamiento
6. Blindaje
7. Criticidad
8. Materiales
9. Procedimientos de operación
10. Pruebas de aceptación y programas de mantenimiento
11. Programa radiológico

- 12. Análisis de accidente
- 13. Especificaciones técnicas y límites y controles de operación
- 14. Aseguramiento de la calidad

Los resultados de la evaluación de la NRC al SAR emitido se documentan en un reporte de evaluación de seguridad (SER).

La Figura 4-3 muestra un programa teórico para la certificación de la NRC de una nueva tecnología de almacenamiento en seco de acuerdo con la subparte L del 10CFR72.

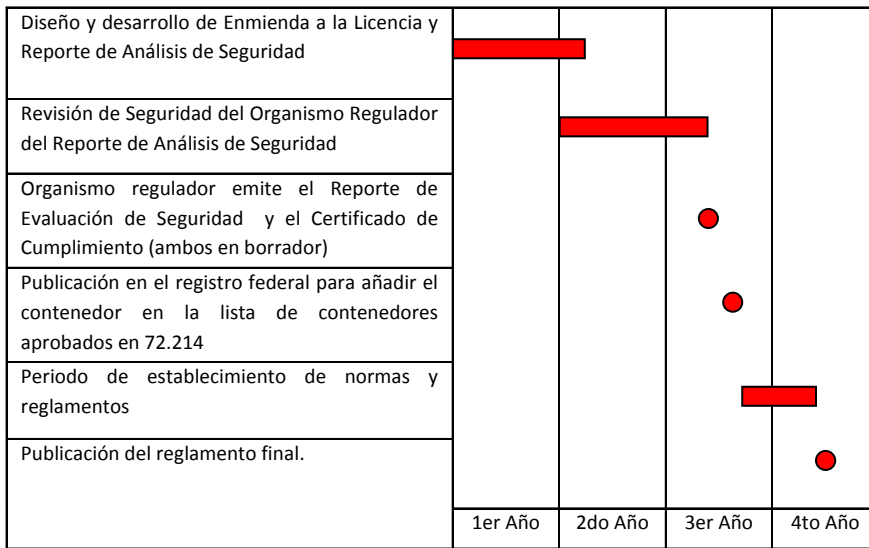


Figura 4-3. Programa para la certificación de una nueva tecnología de almacenamiento

Se supone un periodo de 12 meses para el diseño y desarrollo de la solicitud de licencia y SAR para obtener el certificado de cumplimiento del 10CFR72, aunque puede requerir un tiempo mayor para diseños más complejos. Además que, la revisión de una solicitud de la NRC puede extenderse si se generan solicitudes de información adicional por el uso de nuevos materiales o una nueva tecnología. El programa mostrado también supone un periodo de 6 meses para la reglamentación de dicho diseño; después del cual la norma final es publicada así como también la NRC emite el reporte final SER y el CoC.

En julio del 2010, se emitió la revisión 1 del NUREG-1536. El documento fue revisado para cumplir con lo siguiente:

-
- a) Para incorporar lineamientos técnicos contenidos en aproximadamente 2 docenas de lineamientos interinos del staff de la NRC; el apéndice C de la nueva revisión lista los lineamientos incorporados.
 - b) Para reflejar prácticas de revisión actuales.
 - c) Para incluir un capítulo de revisión específico para materiales.
 - d) Mejorar el enfoque de seguridad del proceso de revisión.
 - e) Mejorar la eficiencia del proceso de revisión priorizando cada sección del procedimiento de revisión de cada capítulo en el NUREG.
 - f) Resolver comentarios de la industria.

Ya que el NUREG-1567 incluye lineamientos de revisión que son muy similares a los lineamientos del NUREG-1536, la NRC planea llevar a cabo una revisión del NUREG-1567 durante los próximos dos años para que los lineamientos duplicados sean eliminados del NUREG-1567 y éste sólo haga referencia a los lineamientos del NUREG-1536.

La NRC también aprueba cualquier paquete usado para transportar material nuclear antes de ser embarcado. Para poder solicitar un CoC para transporte de material nuclear, se debe someter una solicitud a revisión de la NRC. La solicitud contiene la información que se describe en el NUREG-1609: “Plan de revisión estándar para transporte de paquetes de material radioactivo”, o el NUREG-1617: “Plan de revisión estándar para transporte de paquetes de combustible gastado”. La solicitud deberá contener las características de seguridad y de operación del paquete, incluyendo análisis de diseño estructural, térmico, blindaje contra radiación, criticidad, confinamiento del material contenido, y las cuatro condiciones de prueba de accidente. Además, la solicitud debe contener lineamientos operacionales, tales como requerimientos de mantenimiento y prueba, procedimientos de operación, y condiciones de uso del paquete. Para los paquetes de transporte a ser certificados por la NRC se deben demostrar con pruebas reales o por análisis de computadora que éstos pueden soportar una serie de condiciones de accidente. Las pruebas se realizan en secuencia para determinar su efecto acumulado en un contenedor. Los envíos de material radioactivo

están autorizados en un paquete aprobado para su uso bajo una licencia general de acuerdo al 10CFR parte 71.

4.3. Comparación de tecnologías de almacenamiento

Los diseños existentes de almacenamiento de combustible gastado de reactores de agua ligera licenciados por la NRC consisten en tecnologías de sistemas de almacenamiento verticales y horizontales, implementados en los sitios de las centrales nucleares a lo largo del territorio de EE.UU., y se basa primordialmente en almacenar y mantener múltiples ensambles de combustible nuclear gastado en una sobrecubierta sellada con soldadura.

Este procedimiento supone que la configuración de la cubierta cumple con todos los requerimientos existentes de transportación y disposición, eliminando la necesidad para un reacomodo y re-empaquetamiento de ensambles de combustible. La alternativa es utilizar un contenedor metálico vertical que está licenciado tanto para almacenamiento como para transporte (doble propósito). Estos diseños no cuentan con un subcontenedor interno y no hacen uso de una soldadura para el cierre. En lugar de lo anterior, este diseño hace uso de depósitos internos de combustible para sostener ensambles de combustible individuales y tapas selladas mecánicamente (torqueadas), las cuales son removibles. Este tipo de diseño se utilizó en el primer ISFSI en Surry, al igual que en otras plantas incluyendo Peach Bottom. La central Peach Bottom está planeando una extensión de su ISFSI para tener capacidad de almacenamiento de todo el combustible gastado generado durante la vida útil de la central. Algunas de las ventajas y desventajas de estas alternativas se resumen a continuación:

4.3.1. Sistema de almacenamiento horizontal

El sistema de almacenamiento horizontal de combustible gastado, suministrado en los Estados Unidos por AREVA, consiste en un contenedor metálico sellado por soldadura usado para resguardar los contenedores metálicos en módulos de almacenamiento de concreto. El sistema del vendedor incluye el contenedor de transferencia en sitio y el contenedor metálico, y es uno de los diseños de contenedor para almacenamiento y transporte de combustible nuclear gastado actualmente licenciado por la NRC.

Ventajas

- Diseño probado licenciado bajo el 10CFR72.
- Diseño para transporte licenciado bajo el 10CFR71.
- Diseño simple (sólido, cuadrado, de bajo perfil).
- Función de almacenamiento pasiva.
- El módulo de concreto es prefabricado en sitio.
- El manejo horizontal evita problemas de altura vertical.
- Desmantelamiento modular (los módulos pueden ser retirados conforme se van vaciando).

Desventajas

- Sólo AREVA tiene este diseño, lo cual limita la competencia de configuraciones de almacenamiento horizontales, pero este puede ser competitivo con otros sistemas de almacenamiento de combustible nuclear gastado.
- Dificultad operativa mayor debido al sellado por ambos extremos (terminación superior y terminación inferior) y necesidades de alineamiento.
- Incremento en dosis a trabajadores por la transferencia del contenedor metálico al contenedor de transferencia y del contenedor metálico al módulo de almacenamiento.
- Un contenedor de metal soldado incrementa las actividades de manejo y las dosis a los trabajadores.

4.3.2. Sistema de almacenamiento vertical de concreto

El sistema de almacenamiento vertical de concreto de combustible nuclear gastado, consiste en un contenedor de metal soldado localizado dentro de un contenedor de concreto o un contenedor de concreto/metal con una placa protectora de metal. Del mismo modo que el concepto horizontal, el vendedor suministra los diseños de los vehículos de transferencia y grúas. Actualmente estos sistemas son ofertados en los Estados Unidos por las empresas internacionales HOLTEC y NAC. En la Figura 4-4 se muestra un ejemplo de contenedores de almacenamiento de tipo vertical.



Figura 4-4. Contenedor de almacenamiento de tipo vertical

Ventajas

- Diseño probado licenciado bajo el 10CFR72, suministrado por 2 vendedores de EE.UU.
- Diseño para transporte licenciado bajo el 10CFR71.
- Apariencia sólida y perfil moderado.
- Función de almacenamiento pasivo.
- Desmantelamiento modular (los módulos pueden ser retirados conforme se van vaciando).

Desventajas

- Fabricación en sitio, lo que requerirá probablemente un área en el sitio.
- Problemas de almacenamiento vertical por altura en el nivel de referencia en el edificio del reactor y para la transferencia a la plancha de concreto del ISFSI.
- Incremento en dosis a trabajadores por la transferencia del contenedor metálico al contenedor de concreto, y después del contenedor metálico al módulo de almacenamiento.
- Un contenedor de metal soldado incrementa las actividades de manejo y las dosis a los trabajadores.

4.3.3. Sistema de almacenamiento/transporte vertical metálico

El sistema de doble propósito de almacenamiento vertical metálico de combustible nuclear gastado consiste en un contenedor metálico con un depósito metálico interno el cual contiene a los ensambles de combustible y con tapa mecánicamente sellada (torqueada). Se hace uso de cantidades pequeñas de componentes no metálicos, tales como, materiales absorbedores de neutrones. Actualmente estos sistemas son suministrados en EE.UU. por la división TRANSNUCLEAR de AREVA, aunque la empresa INTERNATIONAL NAC puede ofrecer un diseño similar basado en su diseño de contenedores de transporte.



Figura 4-5. Transportación de contenedor de almacenamiento de tipo vertical

Ventajas

- Diseño probado licenciado bajo el 10CFR72, suministrado por 2 vendedores de EE.UU.
- Diseño para transporte licenciado bajo el 10CFR71 usando el mismo contenedor.
- Apariencia sólida.
- La no necesidad de un contenedor de transferencia evita problemas de almacenamiento vertical y dificultades operacionales horizontales por el cierre de ambos lados y el alineamiento.
- Función de almacenamiento pasiva.
- Los ensambles de combustible tienen fácil acceso y son removibles después de cualquier periodo de almacenamiento en caso de ser necesario.
- La no necesidad de soldadura en contenedores metálicos disminuye las actividades de manejo y las dosis a trabajadores.

-
- Operaciones de carga y manejo más simples al no tener componentes soldados se disminuye la cantidad de personal para el manejo y los costos de operación.
 - Desmantelamiento sencillo (los contenedores llenos con combustible gastado pueden ser embarcados cuando exista un lugar para su envío).

Desventajas

- Solamente AREVA tiene un diseño en uso, limitando la competencia.
- Esta opción tiene un costo de capital más elevado.

4.4. Operaciones de carga del diseño horizontal

El diseño horizontal de TRANSNUCLEAR (NUHOMS) es un diseño popular tanto para reactores PWR como para reactores BWR en los Estados Unidos. La carga de combustible y operación de transferencia se describe a continuación como un ejemplo del tipo de actividades que se requieren para llevar a cabo la transferencia del combustible gastado, de la alberca del combustible gastado al ISFSI. Varios de los pasos mostrados a continuación son similares al diseño de contenedores verticales, siendo pocos los que son diferentes. La mayor diferencia entre estas dos operaciones (horizontal vs vertical) es referente a la orientación en la cual el contenedor de transferencia es transportado y en la orientación del contenedor o módulo de almacenamiento del ISFSI.

El primer paso mostrado en el proceso (Figura 4-6) es la entrega del contenedor de transferencia vacío en la entrada de equipo al edificio del reactor (*Truck Bay*).

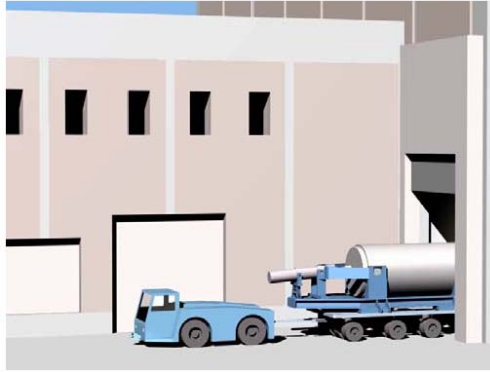


Figura 4-6. Entrada del contenedor de transferencia al edificio del reactor

Después de que el contenedor de transferencia se encuentra dentro del edificio del reactor, se cierran las puertas y se usa la grúa para levantar el contenedor de transferencia (ver Figura 4-7) y colocarlo en el piso, removiendo la tapa del contenedor de transferencia. Esto se lleva a cabo para preparar al contenedor de transferencia para recibir los contenedores metálicos de combustible gastado.



Figura 4-7. Levantamiento del contenedor de transferencia del tráiler

Una vez que el contenedor de transferencia está listo, el contenedor metálico, el cual está dentro del edificio, es llevado al contenedor de transferencia (ver Figura 4-8), el cual ha sido colocado en el piso del nivel de entrada de equipo del edificio del reactor. Como alternativa, la inserción del contenedor metálico dentro del contenedor de transferencia puede llevarse a cabo en otra área de la planta en donde se facilite más esta operación.

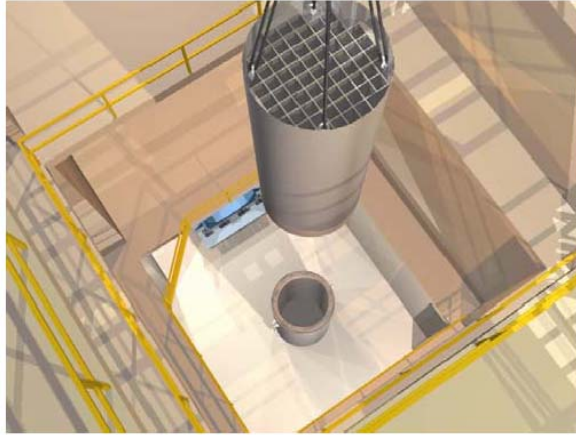


Figura 4-8. Inserción del contenedor metálico dentro del contenedor de transferencia

El contenedor de transferencia y el contenedor metálico son izados hacia el piso de recarga (pasillo de la alberca de combustible gastado) usando la grúa del edificio del reactor. El contenedor de transferencia y el contenedor metálico son posicionados en un área para llevar a cabo su preparación para ser llevados al área de carga de la alberca de combustible gastado. Esta preparación incluye el llenado con agua del contenedor metálico y su cavidad anular circundante.



Figura 4-9. Movimiento del contenedor de transferencia/metálico al área de trabajo

Después de que el ensamble contenedor de transferencia/contenedor metálico ha sido puesto dentro de la alberca y cargado con ensambles de combustible gastado previamente seleccionados, se coloca una tapa de blindaje en la parte superior en el contenedor metálico sumergido antes de sacar el contenedor del agua.



Figura 4-10. Contenedor de transferencia/contenedor metálico dentro de la alberca

Una vez, que el contenedor metálico ha sido retirado del agua, éste es colocado en un área en donde el contenedor puede ser descontaminado y preparado para su transferencia. Un paso importante de este proceso es la aplicación de soldadura en la tapa del contenedor metálico sobre el contenedor de combustible gastado. El nivel de agua dentro del contenedor metálico es reducido ligeramente para asegurar temperaturas adecuadas durante el proceso de soldadura. El proceso de soldadura de la tapa se lleva a cabo por una máquina de soldar automática orbital para efectos de reducir la dosis al personal.

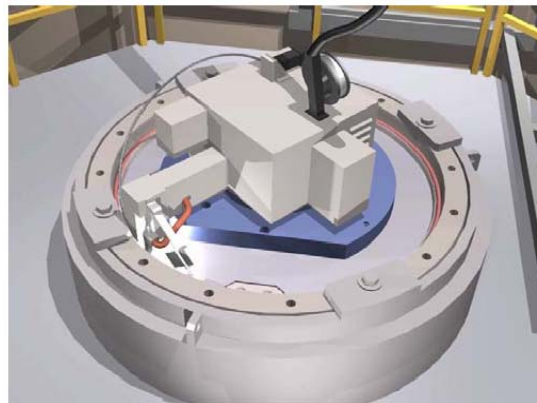


Figura 4-11. Soldadura automática de la tapa del contenedor

Después de que el proceso de soldadura ha finalizado, el agua remanente es retirada a través de los puertos de venteo y el interior del contenedor metálico es secado

mediante aire seco. Cuando el interior del contenedor metálico está seco, se llena con helio, y la tapa del contenedor de transferencia es torqueada (ajustada con pernos) sobre el contenedor de transferencia. En este punto, el contenedor de transferencia está listo para ser transportado a la plataforma de concreto del ISFSI, por lo que el contenedor de transferencia es llevado al nivel de entrada de equipo del edificio del reactor y colocado en posición de transporte para posteriormente ser transportado por el vehículo de transferencia.

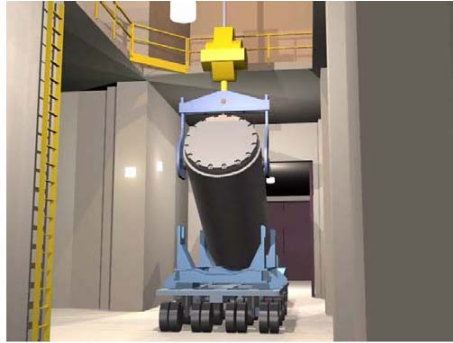


Figura 4-12. Descenso del ensamble del contenedor de transferencia/contenedor metálico sobre el vehículo de transferencia

Una vez más, las puertas de entrada de equipo del edificio del reactor son abiertas para permitir la salida del vehículo de carga, y el contenedor de transferencia es llevado a la plataforma de concreto del ISFSI para su disposición en el módulo de almacenamiento horizontal (HSM). El vehículo se coloca en posición de reversa para permitir la inserción del contenedor metálico del combustible gastado (que se encuentra dentro del contenedor de transferencia) dentro del HSM.

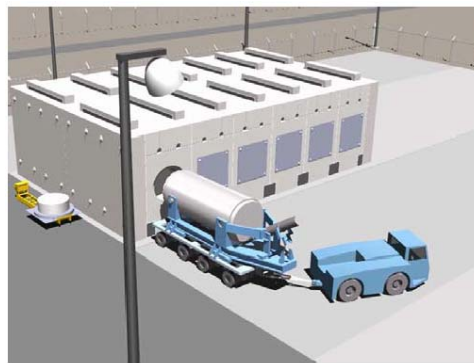


Figura 4-13. Disposición del contenedor en el ISFSI

4.5. Almacenamiento

El proceso de licenciamiento y el concepto de operación de un ISFSI en los Estados Unidos han evolucionado con el tiempo. Las primeras consideraciones se basaban en un almacenamiento seguro del combustible gastado en las albercas de combustible gastado existentes en los reactores. En 1980, la parte 72 del 10CFR fue desarrollada inicialmente con el propósito de una condición de almacenamiento húmedo para el combustible gastado. Conforme la tecnología de almacenamiento en seco ha evolucionado, las consideraciones han sido ampliadas para incluir el almacenamiento de combustible gastado en contenedores sobre plataformas de concreto en el sitio del reactor. Esto permitiría la descarga del combustible gastado de la alberca del combustible gastado mejorando la flexibilidad operativa, ya que se aseguraría que la alberca podría alojar un núcleo entero durante periodos de recarga o paros no rutinarios. La norma sobre la gestión de desechos radioactivos establece que el uso de tecnologías de contenedores secos estará permitido para una licencia general; por lo que en 1990, se llevó a cabo una modificación del 10CFR72 para incorporar esta normativa. Las características de una licencia general para un ISFSI son las siguientes:

- Especificaciones de licencia general provistas en la subparte K del 10CFR72;
- Limitada a reactores licenciados bajo el 10CFR50;
- Autorizada sin el llenado de una solicitud o la emisión de un documento de licenciamiento;
- No transferible a menos que la licencia del reactor por el 10CFR parte 50 sea transferida;
- Autorizada únicamente para contenedores certificados por la NRC;
- El poseedor de la licencia del reactor es el responsable de asegurar que el diseño del contenedor genéricamente aprobado y los requerimientos del sitio son compatibles;
- Basado en la experiencia de reactores licenciados, calificaciones, y programas de actividades del ISFSI.

4.6. Proceso de licencia general³⁶

Para obtener una licencia general típicamente se debe evaluar las necesidades de almacenamiento en seco contra las especificaciones técnicas de diseño de contenedores aprobados, realizar cualquier evaluación necesaria de soporte, y presentar los planes a la NRC antes de empezar el proceso de almacenamiento en seco. Los interesados en la licencia encontrarán que algunos programas, planes y procesos necesitaran ser desarrollados para soportar la operación del ISFSI, pero la mayoría de los programas de una central licenciada bajo el 10CFR50 deberán ser evaluados y usados, extendiéndolos en lo posible para soportar el licenciamiento general de un ISFSI.

En el Apéndice A se proporciona un listado adicional de documentos, guías en este proceso.

El primer paso en este proceso, el cual normalmente lleva de 5 a 7 años en los Estados Unidos, es tomar la decisión de almacenar el combustible gastado en seco en un contenedor aprobado por la NRC. Mientras que algunas de las actividades de licenciamiento mostradas en la siguiente figura pueden llevarse a cabo actualmente, no debe de subestimarse el tiempo requerido para completar el alcance del trabajo del proyecto. El nivel de esfuerzo, sólo para el licenciamiento, se ha estimado por la NRC en aproximadamente 22 meses de trabajo, tal cual se muestra en la Figura 4-14.

³⁶ NRC, "General License Considerations for Spent Fuel Storage in an Independent Spent Fuel Storage Installation at a Reactor Site", <http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/sf-storage-licensing/license-considerations.html>.

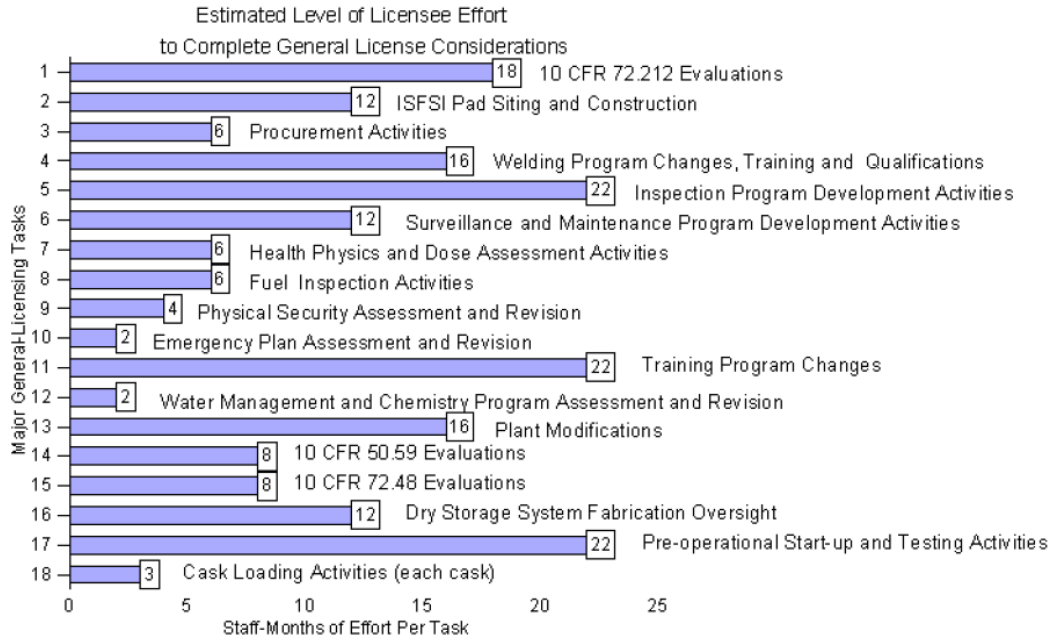


Figura 4-14. Nivel de esfuerzo estimado de licenciamiento

Los pasos más importantes del proceso del licenciamiento general en Estados Unidos se enlistan en el Apéndice C.

4.6.1. Limitaciones físicas

4.6.1.1. Capacidad de la grúa

El peso de levantamiento límite del sistema de manejo de combustible es el levantamiento del contenedor desde la alberca de combustible después de que ha sido cargado. El levantamiento consiste de combustible gastado, contenedor metálico, contenedor de transferencia, y el peso del agua dentro del contenedor metálico. Este levantamiento comúnmente es del orden de 100 a 150 toneladas.

4.6.1.2. Dimensiones del área de carga (“pit”)

Las dimensiones específicas de la planta pueden limitar la decisión de los sistemas de almacenamiento en el mercado, a menos que se lleven a

cabo las modificaciones requeridas. Una de las áreas que pueden limitar la selección del vendedor es el *pit* del contenedor. Las dimensiones del *pit* del contenedor se requieren verificar para asegurar que las operaciones y movimientos del contenedor se puedan ejecutar sin problema.

4.6.1.3. Puerta de la bahía de recepción de equipo (alto/ancho)

Otra área que puede limitar la selección del vendedor son las dimensiones de la puerta de la bahía de recepción de equipo. Se requiere verificar el adecuado dimensionamiento para llevar a cabo todas las operaciones durante la transferencia del contenedor.

4.6.1.4. Trayectoria del contenedor hacia el sitio de disposición

Un contenedor cargado puede pesar alrededor de 100 toneladas o más, más el peso del vehículo de transferencia; esto puede causar daño a la superficie del sitio. Se debe tener precaución en la planeación de las trayectorias del contenedor hacia su disposición y llevar a cabo las modificaciones necesarias para mitigar efectos adversos a otros sistemas o componentes.

4.6.1.5. Seguridad física

El área del ISFSI necesita también ser evaluada cuidadosamente en lo que respecta al plan de seguridad física del sitio. Se esperan modificaciones especiales a la seguridad por el ISFSI; tales como equipos de monitoreo, detección de intrusos, etc.

4.6.2. Puntos operativos

4.6.2.1. Requerimientos de equipo auxiliar

Los diferentes sistemas de contenedores requieren diferentes cantidades y tipos de equipo auxiliar. Todos los sistemas requieren de algún tipo de transporte para mover el contenedor metálico/contenedor del edificio de manejo de combustible a la plataforma de concreto del ISFSI. Los sistemas horizontales también requieren de algún tipo de sistemas hidráulicos para insertar el contenedor metálico dentro del módulo de almacenamiento horizontal. La central nuclear puede comprar o rentar este equipo a los vendedores de contenedores dependiendo de sus preferencias.

4.6.2.2. Cálculo de dosis a los trabajadores

Otra evaluación específica de sitio que puede llevarse a cabo es el cálculo de la dosis a trabajadores. Este cálculo puede variar de acuerdo al vendedor del contenedor debido a las diferentes cantidades de blindaje consideradas en el diseño de los componentes del sistema. Los vendedores de los contenedores han evaluado la estimación del tiempo requerido de una evolución completa, desde la carga de combustible del contenedor metálico a la transferencia a la plataforma de concreto del ISFSI, así como también operaciones de vigilancia de rutina durante almacenamiento.

4.6.3. Evaluación económica

4.6.3.1. Costo de capital

Hay varios costos asociados al desarrollo de un ISFSI en un sitio en una central nucleoelectrica. Cada uno de estos costos varía dependiendo del vendedor del contenedor seleccionado y del alcance de la plataforma del ISFSI. Algunos de los componentes de los costos capitales potenciales se enlistan a continuación.

Modificaciones de planta

Después de una revisión de las partes de la planta afectadas, ciertas secciones requerirán modificaciones para la implementación de un ISFSI. Estas modificaciones pueden ir desde un cambio simple y menor a un cambio complejo y de alto costo. Una de las primeras áreas de la planta a ser evaluadas es el área de manejo de combustible. El *pit* del contenedor y la grúa de manejo del contenedor son los componentes mayores que pudieran requerir ser rehabilitados. Cualquier ISFSI requerirá una plataforma de concreto y modificaciones de seguridad física, sin embargo, el área en donde se localizará la plataforma de concreto puede minimizar ciertos costos de modificación y de seguridad física.

Desarrollo de programas y procedimientos

Para llevar a cabo una implementación de un ISFSI se requerirá desarrollar un cierto número de programas y procedimientos, un ejemplo de tales procedimientos se incluye en el apéndice B.

Losa de concreto del ISFSI y trayectoria de traslado

El área y el tamaño de la plataforma de concreto del ISFSI tienen un aporte considerable al costo de la instalación. Entre más grande sea la plataforma, más grande será la malla de seguridad, así como también más limitaciones habrá para definir el área de la misma dentro del sitio de la central.

Del mismo modo, la localización de la plataforma de concreto del ISFSI tendrá un efecto sobre la trayectoria de traslado de los contenedores. La trayectoria de traslado estará sometida a cargas extremadamente pesadas durante las operaciones de transferencia del contenedor; por lo que la trayectoria de traslado tiene que ser determinada

cuidadosamente. Las Limitaciones u obstrucciones de altura en el trayecto también deberán de evaluarse.

Contenedores metálicos

Los contenedores metálicos son vasijas cilíndricas en las cuales el combustible gastado es contenido en un arreglo de malla. El contenedor metálico es cerrado por soldadura después de que el combustible gastado ha sido cargado. El contenedor metálico es drenado, secado y llenado con helio para obtener una atmósfera inerte en el área alrededor del combustible gastado. Estos contenedores metálicos varían en su diseño y tamaño dependiendo del vendedor y el modelo seleccionado.

Módulos de almacenamiento/contenedores

Los sistemas horizontales hacen uso de módulos de almacenamiento y los sistemas verticales hacen uso de contenedores. Ambos tienen el mismo propósito de proteger, blindar, y enfriar el combustible gastado dentro del contenedor metálico. Estas unidades están usualmente hechas de concreto y posicionadas sobre la plataforma de concreto del ISFSI; se tienen venteos de aire que permiten que el aire del exterior circule alrededor del contenedor metálico almacenado y pasivamente enfríe el combustible gastado. Estos venteos tienen que ser checados periódicamente para evitar taponamientos. Algunos diseños también hacen uso de sensores de temperatura para medir el desempeño de los sistemas de enfriamiento pasivos.

4.6.3.2. Contenedores de transferencia

El contenedor de transferencia es usado para blindar y proteger el contenedor metálico mientras éste es movido del edificio de manejo de combustible a la plataforma de concreto del ISFSI. Esta transferencia puede llevarse a cabo vertical u horizontalmente, dependiendo del diseño del vendedor. El contenedor de transferencia protege al

contenedor metálico con combustible gastado durante el trayecto, así como también sirve de blindaje al personal durante las operaciones de transferencia. Una vez que el contenedor de transferencia está en la plataforma de concreto del ISFSI éste es integrado al módulo de almacenamiento/contenedor para minimizar las corrientes de radiación. El contenedor metálico con el combustible gastado es transferido del contenedor de transferencia al módulo de almacenamiento/contenedor usando una grúa (si es vertical) o un sistema hidráulico (si es horizontal).

4.6.3.3. Equipo auxiliar

Se requerirá comprar o rentar equipo auxiliar como parte de la implementación del ISFSI. Cada vendedor tendrá un listado del equipo requerido/opcional que está disponible para el usuario. A continuación se enlista parte del equipo auxiliar esperado de un ISFSI:

- Grúa del contenedor
- Máquina de soldar automática
- Sistema de secado en vacío
- Vehículo de transferencia
- Contenedor de transferencia
- Sistema de alineamiento del contenedor y sistema hidráulico (para sistemas horizontales).

4.7. Calificación del vendedor de la tecnología de almacenamiento en seco

A continuación se describen algunos puntos importantes que se deben revisar antes de seleccionar el vendedor de la tecnología de almacenamiento en seco a utilizar:

- Programa de aseguramiento de la calidad/historial

A finales de los 90's hubo algunos vendedores de ISFSI que tuvieron dificultades para poder cumplir con los requerimientos de la NRC en lo referente a sus programas de

calidad. Esta situación dio como resultado la emisión del documento de la NRC denominado “Solicitud de Información”. Las compañías tuvieron cierto retroceso y algunas salieron del mercado. La industria de almacenamiento en seco sufrió un gran retroceso.

4.7.1. Calidad de la producción en serie

Otro aspecto importante de los vendedores de ISFSI que necesita ser evaluado es la confiabilidad y la calidad de sus proveedores ya que para muchos de los vendedores de ISFSI el proceso de fabricación es subcontratado a otros.

4.7.2. Soporte técnico del vendedor

El soporte técnico del vendedor puede ser un componente crítico en la operación exitosa de un ISFSI, especialmente en la fase inicial. Hay varios puntos y temas en los cuales la central tiene que apresurar el entendimiento para tener un arranque de inicio de operaciones adecuado. El vendedor del ISFSI debe tener la disponibilidad de dar el entrenamiento y el soporte técnico de los equipos durante las fases críticas de arranque de operación.

Conclusiones

En la experiencia del almacenamiento en seco del combustible gastado en los Estados Unidos, esta industria ha madurado considerablemente desde sus inicios a mediados de los 80's. La NRC ha tenido un desarrollo muy importante en su operación, regulación y supervisión de este tipo de almacenamiento de combustible a lo largo de estos últimos 25 años, de manera tal que México puede y debería adoptar las regulaciones de la NRC, así como las subsecuentes evaluaciones de las tecnologías de vendedor en lo que respecta a una licencia general bajo la subparte K del 10CFR72. El uso de una licencia general de la NRC minimiza la carga de revisión regulatoria de la NRC en cada sitio ISFSI y separa el reporte tópico y el reporte de análisis de seguridad. De esta manera la NRC revisa el reporte tópico del vendedor ISFSI una vez durante el proceso de certificación del vendedor. Esta opción es similar al proceso de licenciamiento de un reactor bajo la parte 52 del 10CFR, en donde el licenciatario del reactor escoge un diseño de reactor certificado de una lista de tecnologías pre-aprobadas de la NRC. De modo similar, los diseños pre-aprobados de vendedores ISFSI están certificados por la NRC lo que reduce las acciones regulatorias tanto del regulador como del licenciatario. Esta opción facilita el proceso de licenciamiento para la NRC y para el licenciatario.

La experiencia operacional de Estados Unidos respecto al almacenamiento en seco del combustible demuestra ser una tecnología exitosa para mantener las reservas de la alberca de combustible gastado en operación (tener disponibilidad de descargar un núcleo entero), mientras que los proyectos para un repositorio de alto nivel nacional continúan siendo evaluados. Las ventajas de esta tecnología son evidentes en su simplicidad, ya que es de naturaleza completamente pasiva y son construidos con materiales comunes (en su mayoría acero y concreto). Dado que se cuenta con suficientes diseños de sistemas ISFSI (certificados por la NRC), el único pendiente es la solicitud específica de sitio y su implementación. La solicitud específica de sitio para una tecnología particular ISFSI es evaluada por el licenciatario a través del proceso de evaluación del 10CFR72.212, el cual es disponible también para la revisión del regulador. La implementación de una tecnología ISFSI es controlada y monitoreada por un programa de aseguramiento de la calidad del licenciatario y supervisado por el regulador.

Ya que la CN Laguna Verde está próxima a agotar la capacidad de operación normal del combustible gastado (entre el 2017-2018), se requieren acciones para aumentar la capacidad de almacenamiento de combustible gastado.

Apéndice A - Listado de documentos regulatorios

- NUREG-0554, "Single Failure-Proof Cranes"
- NUREG-0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants"
- NUREG-1536, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility"
- NUREG-1571, "Information Handbook on Independent Spent Fuel Storage Installations"
- NUREG-1567, "Standard Review Plan for Spent Fuel Storage Facilities" (Draft)
- NUREG-1619, "Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste"
- NUREG-1745, "Standard Format and Content for Technical Specifications for 10 CFR Part 72 Cask Certificates of Compliance"
- NUREG/CR-6314, "Quality Assurance Inspections for Shipping and Storage Containers"
- NUREG/CR-6407, "Quality Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety"
- NUREG/CR-6716, "Recommendations on Fuel Parameters for Standard Technical Specifications for Spent Fuel Storage Casks"
- NRC Bulletin 96-02, "Movement of Heavy Loads over Spent Fuel, Over Fuel in the Reactor Core or over Safety Related Equipment"
- NRC Bulletin 96-04, "Chemical, Galvanic, or Other Reactions in Spent Fuel Storage and Transportation Casks"
- NRC Information Notice 95-28, "Emplacement of Support Pads for Spent Fuel Dry Storage Installation at Reactor Sites"
- NRC Information Notice 95-29, "Oversight of Design and Fabrication Activities for Metal Components Used in Spent Fuel Dry Storage Systems"
- NRC Information Notice 96-26, "Recent Problems with Overhead Cranes"
- NRC Information Notice 97-51, "Problems Experienced with Loading and Unloading Spent Nuclear Fuel Storage and Transportation Casks"

-
- NRC Information Notice 96-34, "Hydrogen Gas Ignition during Closure Welding of a VSC-24 Multi-Assembly Sealed Basket"
 - Regulatory Guide 1.76, "Design Basis Tornado for Nuclear Power Plants"
 - Regulatory Guide 3.48, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage)"
 - Regulatory Guide 3.50, "Guidance on Preparing a License Application to Store Spent Fuel in an Independent Spent Fuel Storage Installation"
 - Regulatory Guide 3.53, "Applicability of Existing Regulatory Guides to the Design and Operations of an ISFSI"
 - Regulatory Guide 3.54, "Spent Fuel Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation"
 - Regulatory Guide 3.60, "Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage)"
 - Regulatory Guide 3.61, "Standard Format and Content for a Topical Safety Analysis Report for a Spent Fuel Dry Storage Cask"
 - Regulatory Guide 3.62, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for On-Site Storage of Spent Fuel Storage Casks"
 - Regulatory Guide 3.66, "Standard Format and Content of Financial Assurance Mechanisms Required for Decommissioning Under 10 CFR Parts 30, 40, 70, and 72"
 - Regulatory Guide 3.72, "Guidance for Implementation of 10 CFR 72.48, Changes, Tests, and Experiments"
 - Regulatory Guide 3.73, "Site Evaluations and Design Earthquake Ground Motion for Dry Cask Independent Spent Fuel Storage and Monitored Retrievable Storage Installation"
 - Regulatory Guide 4.2, "Preparation of Environmental Report for Nuclear Power Stations"
 - ANSI/ANS 57.9-1992-R2000, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type)"
 - ANSI/ANS N14.6-1993, "Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds (4500 kg) or More"
 - NOM-004-NUCL-1994, "Classification of Radioactive Waste"

-
- IAEA – General Safety Guide No. GSG-1, “Classification of Radioactive Waste”
 - IAEA Safety Guide No. WS-G-6.1, “Storage of Radioactive Waste”
 - IAEA Safety Guide No. 116 “Design of Spent Fuel Storage Facilities”
 - IAEA Safety Guide No. 117 “Operation of Spent Fuel Storage Facilities”

Apéndice B – Lista de procedimientos para un ISFSI

A continuación se muestra una lista de procedimientos que necesitarían generarse o modificarse por la implementación de un ISFSI.

Programa de Control del Proceso del ISFSI	Procedimiento Nuevo
Actividades del ISFSI durante emergencia en la Central	Procedimiento Nuevo
Carga Combustible /Descarga de Combustible de un contenedor	Procedimiento Nuevo
Pruebas Pre-operacionales y ejercicios de entrenamiento para la campaña de carga/descarga del ISFSI	Procedimiento Nuevo
Transporte y Carga de contenedor de transferencia y del contenedor metálico	Procedimiento Nuevo
Llenado con Helio, secado al vacío y Soldado del contenedor metálico	Procedimiento Nuevo
Transportación del contenedor de Transferencia cargado al ISFSI	Procedimiento Nuevo
Transportación del contenedor de transferencia vacío al piso de recarga y colocación final en el edificio del reactor	Procedimiento Nuevo
Proceso de selección de los ensambles de combustible a ser cargados en el contenedor metálico	Procedimiento Nuevo
Monitoreo de los módulos de almacenamiento	Procedimiento Nuevo
Operación de la grúa del edificio del Reactor	Revisado / Modificado por ISFSI
Remoción/Inserción del ensamble de combustible en la alberca de combustible	Revisado / Modificado por ISFSI
Procedimiento de levantamiento de cargas pesadas	Revisado / Modificado por ISFSI
Operación del puente de recarga	Revisado / Modificado por ISFSI
Evento Sísmico en la central	Revisado / Modificado por ISFSI
Altas Velocidades de Viento	Revisado / Modificado por ISFSI

Apéndice C – Proceso de licenciamiento general para un ISFSI

- I. Iniciar el proceso de licencia general
- II. Notificar al organismo regulador la intención de almacenar combustible en un contenedor aprobado bajo una licencia general (Subparte K del 10CFR72); así como también presentar cualquier consideración especial o efecto potencial.
- III. Preparación de análisis para evaluar requerimientos regulatorios
 - A. Evaluaciones por el 10CFR72.212
 1. Seleccionar el área de la plataforma de concreto. Evaluar las características del sitio contra los criterios de diseño del contenedor contenidos en el reporte de análisis de seguridad del contenedor (SAR), y el reporte de la evaluación de la seguridad del organismo regulador (SER), y el certificado de cumplimiento para asegurar que el contenedor aprobado es compatible con el sitio seleccionado particularmente en las siguientes áreas:
 - a. Suelo
 - b. Tornado/Misiles
 - c. Análisis Sísmico
 - d. Trayectoria del contenedor de transferencia
 - e. Límite de dosis fuera del sitio.
 2. Diseño de la plataforma de concreto y sus componentes o sistemas asociados
 3. Preparar una evaluación ambiental para demostrar el cumplimiento con los requerimientos del 10CFR72.104
 - B. Evaluar y modificar programas, planes y procesos existentes para soportar la implementación del ISFSI. Los cambios a los documentos hechos se deberán incorporar según se requiera al SAR.
 1. Programa de Aseguramiento de la Calidad

-
- a. Notificar al organismo regulador la intención de aplicar un programa de aseguramiento de calidad de acuerdo al 10CFR50 para las actividades del ISFSI.
 - b. Revisar el programa de aseguramiento de calidad (apéndice B del 10CFR50) para incluir las actividades de la parte 72.
2. Proceso de Compra
 - a. Establecer un programa de auditorías al vendedor
 - b. Determinar los requerimientos de retención de los registros
3. Programa de Soldadura
 - a. Desarrollar los procesos de soldadura del contenedor metálico
 - b. Procedimientos de calificación de soldadura
 - c. Entrenamiento y calificación de soldadores e inspectores de soldadura
4. Programa de Inspección- Desarrollar procedimientos de Inspección para:
 - a. Limpieza
 - b. Accesorios para levantamiento de cargas pesadas
 - c. Detección de fugas de helio
 - d. Equipo auxiliar
 - e. Soldadura
 - f. Pruebas no destructivas
 - g. Componentes del contenedor
 - h. Actividades de fabricación
 - i. Terminación del contenedor
 - j. Detección de gas inflamable durante actividades de carga
 - k. Recubrimientos, pinturas, placas, rocío de metal, etc. (si esto es usado)
5. Programas de vigilancia y monitoreo

-
- a. Desarrollo de procedimientos de inspección y mantenimiento rutinario
 - 1. Inspección visual diaria del venteo
 - 2. Monitoreo diario de temperatura
 - b. Desarrollo de procedimientos para inspección y mantenimiento a largo plazo
 - 1. Inspección anual de los sistemas del contenedor
 - 2. Inspección cada 5 años de los sistemas del contenedor
 - 3. Otras áreas misceláneas según se requiera
6. Salud al público y a los trabajadores y cálculo de dosis
- a. Determinación de las consecuencias de un accidente de caída del contenedor
 - b. Calculo de dosis de un ISFSI
 - c. Calculo de dosis por las operaciones del almacenamiento en seco
 - d. Evaluación de los requerimientos de blindaje temporal
 - e. Identificar cambios requeridos al programa general del sitio
 - f. Modificar la calibración de la dosimetría de neutrones para considerar el espectro de neutrones del combustible gastado.
7. Inspección del combustible
- a. Definir el criterio para el uso de las condiciones envolventes en la selección de combustibles de acuerdo a los documentos base de diseño del sistema de almacenamiento en seco
 - b. Establecer los requerimientos y criterios para la inspección del combustible
 - c. Definir los criterios para la selección de la posición del combustible en el contenedor
 - d. Desarrollar procedimientos de carga
 - e. Clasificar cada ensamble: contenido, quemado, y condición

-
8. Seguridad física - Identificar los efectos de la operación del ISFSI sobre la operación global del sitio para asegurar que no se disminuye la protección de equipo vital
 9. Plan de Emergencia - Calcular los efectos de la operación del ISFSI para asegurar que no se disminuye la efectividad global del plan
 10. Programas de entrenamiento
 - a. Comparar las habilidades requeridas para la operación del ISFSI con los programas de entrenamiento existentes, identificando los puntos clave en donde el nuevo entrenamiento y habilidades debe ser desarrollado y adquirido.
 - b. Asegurar que los grupos de entrenamiento consideran a todo el personal que tiene actividades relacionadas a la operación del ISFSI
 - c. Llevar a cabo un entrenamiento en todo el rango de actividades relacionadas con el ISFSI: pruebas, carga, operación, mantenimiento, inspección, análisis, evaluación, ingeniería, respuesta a emergencias, auditorías y procesos de soldadura.
 11. Programa de uso y química del agua
 - a. Evaluar el sistema de enfriamiento de la alberca
 - b. Evaluar los requerimientos químicos durante la transferencia del combustible
 - c. Evaluar los cambios en el nivel de agua de la alberca debido a la descarga de los contenedores metálicos
- C. Evaluar y modificar la central así como las instalaciones de soporte según se requiera para complementar las actividades relacionadas con la construcción, pruebas de arranque y operación del ISFSI, incluyendo lo siguiente:
1. Instalaciones de la central
 - a. Determinar el diseño para cargas pesadas, instalación y requerimientos de prueba de acuerdo con el NUREG 0554, NUREG 612, ANSI N14.6, y ANSI 1330.

-
- b. Evaluar si la puerta de entrada al edificio tiene las dimensiones adecuadas
 - c. Evaluar si la plataforma de trabajo tiene las dimensiones adecuadas
 - d. Evaluar los requerimientos de potencia eléctrica en las contenciones
 - e. Evaluar las capacidades de los cables de izaje del contenedor de transferencia
 - f. Revisar si la cama de asfalto del camino de la trayectoria del edificio del reactor al ISFSI es el adecuado.
 - g. Evaluar la capacidad de la instrumentación para determinar si el equipo existente puede ser calibrado y usado con la precisión especificada.
- 2. Instalaciones de entrenamiento
 - a. Evaluar los espacios requeridos para entrenar al personal en las habilidades relacionadas con la operación del ISFSI
 - b. Evaluar el equipo de entrenamiento existente para asegurar que puede ser usado para el entrenamiento del personal del ISFSI
 - 3. Sistemas de Planta
 - a. Sistema de ventilación
 - b. Sistema de secado en vacío
 - c. Sistema de llenado de gas
- D. Evaluación de seguridad 10CFR50.59
- 1. Evaluar los efectos de las actividades de almacenamiento de combustible gastado y los cambios a los programas resultantes de la inclusión del ISFSI en las actividades de la central
 - 2. Considerar una revisión al procedimiento de elaboración de evaluaciones de seguridad 50.59 para incluir los potenciales efectos del ISFSI
- E. Evaluación 10CFR72.48

-
1. Llevar acabo evaluaciones de ingeniería y desarrollo de procedimientos para soportar la implementación del sistema, asegurando que los cambios al diseño no resultan en asuntos de seguridad no revisados.
 2. Evaluar la necesidad de cambiar el proceso del control del diseño del reactor (evaluaciones de seguridad 10CFR50.59) para reflejar el proceso de control del diseño del ISFSI
 3. Generar una notificación de operaciones cuando el criterio de levantamientos críticos está en proceso para que planes de contingencia sean iniciados, en caso de ser necesarios

IV. Monitoreo de la fabricación y equipos auxiliares del ISFSI

- A. Desarrollar vigilancias de control
- B. Llevar acabo vigilancias y auditorias periódicas
 1. Soldaduras
 2. Esmerilado o torneado
 3. Tolerancia de materiales
 4. Fechas de expiración de químicos
 5. Control de concreto y pruebas
 6. Materiales absorbedores de neutrones (resinas)
- C. Evaluar cambios al diseño con el diseñador del contenedor para el cumplimiento de regulaciones y operación del sistema

V. Realizar actividades pre-operacionales

- A. Realizar pruebas de arranque
 1. Realizar pruebas funcionales
 - a. Contenedores
 - b. Componentes individuales
 - c. Accesorios auxiliares
 2. Verificar evaluaciones de ingeniería

B. Evaluar la compatibilidad de componentes

1. Superficies en contacto
2. Tolerancias

C. Llevar a cabo una prueba de carga de un contenedor

1. Validación de procedimientos
2. Llevar a cabo un entrenamiento en el trabajo y calificación del personal
3. Demostrar la preparación del staff, equipo y procedimientos para llevar a cabo movimientos seguros del combustible gastado a la plataforma de concreto de almacenamiento

VI. Carga del contenedor

A. Notificar al organismo regulador de acuerdo al 10CFR72.212 (b) (1) (i) al menos 90 días antes del inicio de la carga de combustible gastado dentro del primer contenedor de almacenamiento.

B. Seleccionar los ensambles de combustible gastado

1. Seleccionar ensambles en base a un criterio previamente establecido
2. Inspeccionar el combustible usando criterios previamente establecidos
3. Asignar al combustible una posición dentro del contenedor en base a criterios previamente establecidos.

C. Movimiento del combustible

1. Usar procedimientos aprobados y validados
2. Usar trabajadores entrenados y calificados para estas actividades

VII. Registro de los contenedores

1. Registrar el uso de cada contenedor al organismo regulador de acuerdo al 10CFR72.212 (b) (1) (ii) en un periodo no mayor a 30 días de haber cargado el contenedor