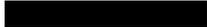


CSN/C/DSN/ALO/25/17  
AL1/ITC/2025/7

CENTRALES NUCLEARES ALMARAZ/TRILLO, A.I.E.  
Avenida de Manoteras, 46-Bis  
Edificio Delta Nova 6 - Planta 5ª  
28050-MADRID

A la Atn.:   


**ASUNTO: CN ALMARAZ. ACTIVIDADES Y DOCUMENTACIÓN ASOCIADA AL LICENCIAMIENTO DEL  
CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN**

Muy Sr. Mío:

De acuerdo con el Artículo 28 del Real Decreto 1217/2024, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, y otras actividades relacionadas con la exposición a las radiaciones ionizantes, es el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, el responsable de declarar el cese de la actividad para la que fue concebida una instalación.

Por otra parte, el Artículo 35 del Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, establece que el titular, previamente al cese de explotación, debe realizar una evaluación de seguridad y de riesgos de la instalación consistente con la situación de cese, incluidos los correspondientes análisis de accidentes.

De esta forma, con motivo de la evaluación del cese definitivo de las centrales nucleares españolas, los titulares deberán remitir al CSN, con suficiente antelación, una propuesta de revisión de la documentación oficial de la instalación adaptada al nuevo nivel de riesgo, así como a los riesgos derivados de las actividades preparatorias del desmantelamiento que se pretenden ejecutar tras el cese definitivo de explotación.

El protocolo firmado por Enresa y las empresas propietarias de las centrales nucleares el 12 de marzo de 2019 y el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC) 2021-2030, establecen el cierre de los siete reactores nucleares actualmente en operación en España entre 2027 y 2035. Para abordar el reto al que se enfrenta el sector nuclear español de cumplir con el calendario de cese de explotación del PNIEC, con la coincidencia del desmantelamiento de los siete reactores en el tiempo, en febrero de 2024 se creó un grupo de trabajo entre el CSN, Enresa y los titulares de las centrales nucleares, con el objetivo de abordar el calendario de solicitudes y procesos de licenciamiento necesarios en los próximos años. Este grupo de trabajo se dividió en dos fases relativas a las actividades de cese de explotación y desmantelamiento respectivamente.

Como resultado de la primera fase se propuso un plan de licenciamiento para la declaración de cese de explotación, incluyendo el alcance, contenidos, plazos y forma de documentar la evaluación y justificación de la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Las conclusiones alcanzadas quedaron recogidas en los *entregables* anexos a esta carta y que el CSN considera una referencia válida para la preparación de la documentación soporte asociada al cese de explotación de las centrales nucleares españolas y la posterior evaluación de la misma por el CSN.

Atentamente,

*Firmado electrónicamente por la directora técnica de seguridad nuclear  
M<sup>a</sup> Teresa Vázquez Mateos*

C.c.: SCN, CINU, JPALM

## ANEXO

### ENTREGABLES RESULTANTES DEL GRUPO DE TRABAJO CSN/ENRESA/SECTOR SOBRE PROCESOS DE LICENCIAMIENTO PREVIOS A LA TRANSFERENCIA DE TITULARIDAD

Se anexan a continuación los siguientes *entregables*, que recogen las conclusiones alcanzadas por el grupo de trabajo CSN/Enresa/Sector sobre los procesos de licenciamiento relacionados con el cese de explotación:

- GTDCEX/GT1/01 “Metodología de desarrollo de la documentación soporte para la solicitud de obtención de la Declaración de Cese de Explotación”, Rev. 0
- GTDCEX/GT1/02 “Análisis de la normativa aplicable durante el cese de explotación”, Rev. 0
- GTDCEX/GT2/01 “Alcance de actividades preparatorias y necesidades de licenciamiento”, Rev. 0
- GTDCEX/GT3/01 “Adaptación de la IS-11 para centrales en cese definitivo de explotación”, Rev. 0
- GTDCEX/GT3/02 “Metodología de análisis para establecer la aplicabilidad de un simulador de formación de alcance total durante la fase de cese de explotación”, Rev. 0



**Grupo AD-HOC (CSN, ENRESA, SECTOR) para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la Transferencia de Titularidad**

**GRUPO DE TRABAJO Nº1**

**Normativa, Análisis de Accidentes, Bases de Licencia y de Diseño y Documentos Oficiales de Explotación para la Fase Post-operacional**

**GTDCEX/GT1/01**

**METODOLOGÍA DE DESARROLLO DE LA DOCUMENTACIÓN SOPORTE PARA LA SOLICITUD DE OBTENCIÓN DE LA DECLARACIÓN DE CESE DE EXPLOTACIÓN**

Revisión 0

05/01/25

Por el CSN:	Por ENRESA:	Por el Sector:
Fdo.:	Fdo.:	Fdo.:

## METODOLOGÍA DE DESARROLLO DE LA DOCUMENTACIÓN SOPORTE PARA LA SOLICITUD DE OBTENCIÓN DE LA DECLARACIÓN DE CESE DE EXPLOTACIÓN

<b>1. OBJETO .....</b>	<b>4</b>
<b>2. ALCANCE.....</b>	<b>4</b>
<b>3. METODOLOGÍA DE ACTUALIZACIÓN DOCUMENTAL .....</b>	<b>5</b>
3.1 Aspectos Generales.....	5
3.2 Accidentes y sucesos a considerar .....	10
3.2.1 Accidentes Base De Diseño Postulables.....	10
3.2.2 Accidentes más allá de las bases de diseño a considerar.....	11
3.2.3 Otros sucesos aplicables .....	12
3.3 Desarrollo de los Documentos Oficiales de Parada (DOP).....	12
3.3.1 Actualización del Estudio de Seguridad (futuro ESP) .....	13
3.3.2 Actualización de las Especificaciones de Funcionamiento (futuras ETP).....	13
3.3.3 Actualización del Plan de Emergencia Interior (futuro PEIP) .....	15
3.3.4 Actualización del Reglamento de Funcionamiento (futuro RFP).....	16
3.3.5 Actualización del Manual de Protección Radiológica (futuro MPRP).....	16
3.3.6 Actualización del Manual de Garantía de Calidad (futuro MGCP) .....	17
3.3.7 Actualización del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (futuro PGRRCGP) .....	17
3.3.8 Consideraciones para emplazamientos con dos unidades.....	17
3.4 Desarrollo de los Documentos Complementarios/Básicos de Parada (DOCP) .....	17
3.4.1 Actualización del Manual de Requisitos de Operación (FUTURO MRP).....	18
3.4.2 Actualización del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (FUTURO MCDEP) ...	18
3.4.3 Actualización de otros documentos.....	18
3.5 Aspectos específicos de interés a analizar como parte de la Documentación asociada a la Declaración de Cese de Explotación .....	19
<b>4. RESUMEN DE LA ACTUALIZACIÓN DOCUMENTAL.....</b>	<b>23</b>
<b>5. REFERENCIAS .....</b>	<b>24</b>
<b>ANEXO A: HITO TEMPORAL ENTRADA EN VIGOR DOCUMENTOS OFICIALES DE CESE DE EXPLOTACIÓN.....</b>	<b>27</b>
<b>ANEXO B: ESTRUCTURA BASE E ÍNDICE PROPUESTO PARA LOS DOP Y DOCP .....</b>	<b>30</b>
B.1 DOCUMENTOS OFICIALES DE PARADA .....	30
B.1.1 Estudio de Seguridad en Parada (ESP) .....	30
B.1.2 Especificaciones Técnicas de Parada (ETP).....	33
B.1.3 Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP).....	34
B.1.4 Plan de Emergencia Interior en Parada (PEIP) .....	35
B.1.5 Manual de Garantía de Calidad en Parada (MGCP) .....	37

B.1.6	Manual de Protección Radiológica en Parada (MPPR).....	38
B.1.7	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG) ...	39
B.2	DOCUMENTOS COMPLEMENTARIOS DE PARADA .....	40
B.2.1	Manual de Requisitos de Operación en Parada (MRP) .....	40
B.2.2	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en Parada (MCDEP).....	40
<b>ANEXO C: CONSIDERACIONES PARA EL PERIODO TRANSITORIO ENTRE LOS CESES DE EXPLOTACIÓN EN EMPLAZAMIENTOS CON DOS UNIDADES. ....</b>		<b>42</b>

## 1. OBJETO

El objeto del presente documento es presentar una metodología de actualización de la documentación de licencia necesaria para la obtención de la Declaración de Cese de Explotación (DCEX) de una central nuclear.

Así, se presentan unos criterios generales de desarrollo y contenido para cada uno de los Documentos Oficiales que aplican en esta fase y que forman parte de la documentación preceptiva. Estos documentos se denominarán Documentos Oficiales de Parada (DOP). Estas directrices serán aplicables de forma genérica a todas las centrales.

Se analizan los Documentos oficiales de explotación (DOE), Documentos Complementarios/Básicos (DOC) (MCDE, MISI, MPCÍ, MRO y Bases ETF) y otros documentos. El análisis metodológico que se realiza en el presente documento tiene como base de partida los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) asociados a las vigentes autorizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas (centrales en operación). Partiendo de ella se establecen, de forma secuencial y gradual, los criterios aplicables para adecuar esta Documentación a la situación de cese de explotación.

Este documento se ha desarrollado en el seno del Grupo de Trabajo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad (ref. [1]). En concreto, constituye el entregable asociado a las líneas de trabajo 1 (Hitos proceso de licencia) y 3 (metodología actualización Documentación) del Grupo de Trabajo 1 (GT1 Normativa, análisis de accidentes, BBDD, BBL y DOEs para la fase post-operacional (ref. [2])).

## 2. ALCANCE

Una central nuclear está sometida a los requisitos establecidos en su autorización y condiciones asociadas, de acuerdo con la fase en la que se encuentre. El riesgo asociado a cada fase determina el nivel de requisitos de seguridad y control de éstos y, por tanto, la demostración de su cumplimiento.

El artículo 35 sobre “Requisitos previos al cese de explotación” del Reglamento de Seguridad Nuclear, RSN (RD 1400/2018 ref. [3]), indica que, “el titular, previamente al cese de explotación, debe realizar una evaluación de seguridad y de riesgos de la instalación consistente con la situación de cese, incluidos los correspondientes análisis de accidentes”.

Una vez se produce la parada definitiva del reactor y el combustible es trasladado a la piscina de almacenamiento de combustible, el riesgo de daño al combustible disminuye sensiblemente. Esta configuración no es novedosa y está contemplada en las actuales bases de licencia de las centrales en operación.

En este sentido, es necesario actualizar los análisis de accidentes y análisis de riesgos aplicables en una central en operación, así como los requisitos de seguridad y control de la central, los cuales deben ajustarse teniendo en cuenta un enfoque gradual, basado en la configuración existente y en el riesgo presente.

Esta actualización se realizará teniendo en cuenta el marco y los requisitos normativos aplicables a la fase de cese de explotación.

De forma genérica, los accidentes y sucesos que pueden ocurrir cuando todo el combustible se encuentra almacenado en la piscina de almacenamiento de combustible se encuentran ya analizados en la situación de operación de la central, formando parte de las bases de licencia en cumplimiento con la normativa aplicable; sin embargo, atendiendo a dicha normativa, no son parte de los accidentes base de diseño del capítulo 15. Estos sucesos son, para la situación de cese de

explotación, reanalizados de nuevo con las nuevas condiciones aplicables y, dado que son los únicos postulables en esta situación, son incorporados en el Capítulo 5 del Estudio de Seguridad en Parada (según nueva estructura del ESP, Anexo B (apartado B.1.1)) como accidentes dentro de la nueva **Envuelta Base de Diseño**.

Aunque la situación de todo el combustible almacenado en la piscina es una situación más segura que la asociada al funcionamiento del reactor y el conjunto de los accidentes postulables presentan consecuencias radiológicas mucho menores que las que se obtienen con el reactor en funcionamiento, la realidad es que los accidentes de piscina son los únicos accidentes que podrían ocurrir y por ello son incluidos en el Capítulo 5 del ESP.

Tal y como se indica en apartados posteriores y siguiendo la práctica normativa aplicable, será el Estudio de Seguridad en Parada (ESP) el DOP que identifique los citados accidentes base de diseño aplicables en la situación de cese, así como los sistemas a los que se da crédito para su mitigación. Estos sistemas, que forman parte del camino primario de éxito en la gestión del accidente, estarán clasificados como Relacionados con la Seguridad y su tratamiento se gestionará según la normativa aplicable, salvo que se justifique y licencie lo contrario.

Una vez que quede definido el conjunto de los accidentes y transitorios postulables en la fase post-operacional de cese de explotación, éstos permitirán definir las nuevas Bases de Diseño de la instalación. Adicionalmente, la actualización de los análisis de riesgos (sucesos) y la identificación de las funciones necesarias para la operación segura de la instalación para esta fase formarán, junto a los accidentes y transitorios postulados, la nueva Envuelta Base de Diseño.

Además, es necesario definir aquellos sucesos y accidentes que se encuentran enmarcados más allá de estos eventos Base de Diseño, conocidos como Condiciones de Extensión de Diseño (CED), para los que se dispone de ESC que permiten mitigar las consecuencias de tales sucesos o reducir su probabilidad de ocurrencia.

El marco definido por la Envuelta Base de Diseño más los sucesos cubiertos por la Extensión del diseño será la base para determinar el contenido y alcance de la documentación de licencia asociada a la DCEX.

Adicionalmente es necesario completar el contenido de la documentación de licencia teniendo en cuenta el conjunto de actividades que se llevarán a cabo en esta nueva fase de la instalación, destacando las actividades relacionadas con el combustible (vaciado de piscina y traslado al ATI/ATD), gestión de residuos y actividades preparatorias del desmantelamiento.

### 3. METODOLOGÍA DE ACTUALIZACIÓN DOCUMENTAL

#### 3.1 Aspectos Generales

En el proceso de actualización de la documentación de licencia asociada a la obtención de la Declaración de Cese de Explotación (DCEX), debe diferenciarse entre los Documentos Oficiales de Parada (DOP), que será necesario presentar a la Administración por parte del titular para la obtención de la DCEX, otra Documentación Complementaria/Básica que pueda ser objeto de evaluación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), y el resto de la documentación de licencia que desarrollará el titular.

Por tanto, este apartado se organiza de la forma siguiente:

- En primer lugar, y como base de partida de esta actualización, en el apartado 3.2 se abordan la identificación de los accidentes y sucesos postulables.

- En el apartado 3.3 se incluyen los criterios generales para llevar a cabo la actualización del primer conjunto de documentos citado en el párrafo anterior, los DOP.
  - Y en el apartado 3.4 se incluyen las directrices de actualización para el segundo grupo de documentos en el que se encuentran los Documentos Complementarios que aplicarían en la DCEX (DOCP) y otra documentación que podría ser objeto de evaluación específica por parte del CSN.
- A. Es de destacar en primer lugar que, para **la elaboración de los DOP**, de una forma lógica, secuencial y ordenada, la base de partida serán los actuales DOE. Por tanto, los nuevos documentos se generarán de forma evolutiva, atendiendo a las condiciones aplicables al cese de explotación teniendo en cuenta que es necesario seguir los siguientes pasos:

- 1) Identificar la normativa aplicable a la fase de cese de explotación de una central nuclear.

El documento GTDCEX/GT1/02 (ref. [36]) contiene el análisis del marco normativo y regulador vigente.

- 2) Realizar un análisis de seguridad aplicable a las nuevas condiciones de parada, el cual estaría compuesto por un análisis determinista de los riesgos que se identifican en la situación de todo el combustible nuclear descargado en la piscina, complementado con un análisis probabilista de seguridad (APS) aplicable a las condiciones de cese de explotación existentes en cada instalación.

Es importante tener en cuenta que muchos de estos riesgos estarán ya analizados como parte de los sucesos aplicables a las condiciones vigentes de explotación y como parte del conjunto de accidentes postulados en el marco del cumplimiento de la Instrucción del CSN IS-37 (ref. [7]) sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares, si bien deberán adecuarse a la situación de todo el combustible del reactor descargado en la piscina. Esta adaptación tendrá en cuenta, entre otros factores, el valor del calor residual existente en la piscina y el tiempo de decaimiento de los elementos combustibles almacenados en el momento de la entrada en vigor de los nuevos DOP.

En este proceso es muy importante poner de manifiesto que el principal foco de riesgo cambia del reactor a la piscina de almacenamiento de combustible y que, aunque este último riesgo es mucho menor, debe aplicarse un nuevo enfoque de seguridad a esta situación. Esta aplicación puede llevar a elevar la categoría de ciertos sucesos que, estando analizados con el reactor a potencia, son los que en la nueva situación adquieren el foco de atención y análisis y, por tanto, pasan a ser considerados como accidentes base de diseño, con la implicación que ello tiene en cuanto a reclasificación de seguridad sistemas, inclusión en Especificaciones Técnicas de Parada, etc.

- Análisis determinista

Este análisis debe partir de la identificación explícita de la nueva Envuelta Base de Diseño aplicable en la fase de cese de explotación. Los criterios de selección de esta envuelta podrían ser diferentes a los aplicados en el licenciamiento inicial de la instalación.

Estos análisis son la base para identificar las funciones de seguridad que se deben preservar y los sistemas necesarios para mantener las condiciones de seguridad en la piscina (subcriticidad, refrigeración del combustible gastado y confinamiento/blindaje del material radiactivo), a las que se refiere el artículo 17 del RSN (ref. [3]).

Nota: las bases de licencia existentes y aplicables en relación con el almacenamiento de combustible gastado en el ATI siguen siendo de aplicación en la nueva situación.

De acuerdo con el artículo 35 del RSN (ref. [3]), “de estos análisis de accidentes se deben deducir los límites y condiciones de operación de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, y las acciones y los requisitos de vigilancia aplicables en la futura situación de cese”.

- Análisis probabilista

En relación con el APS, éste supone una consideración adicional a los Análisis de Accidentes propiamente deterministas incluidos en el ESP y constituyen un soporte adicional para justificar la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación desde el cese de la explotación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento.

El cese definitivo de explotación supone una modificación significativa de los riesgos de la planta. Con la retirada permanente de combustible de la vasija de reactor, la mayor parte de los sucesos iniciadores y secuencias que predominan durante la explotación dejan de ser aplicables y los riesgos pasan a estar asociados a potenciales accidentes que involucran el combustible gastado almacenado en piscina o en el Almacén Temporal Individualizado o Descentralizado (ATI/ATD).

De esta forma el APS en la situación de cese de explotación estaría formado por un *APS de Otras fuentes* que, en los términos del artículo 3.1 de la IS-25 (ref. [8]), recoge los riesgos asociados a la piscina de almacenamiento de los elementos de combustible gastado, con el núcleo completamente descargado, y realiza un análisis de cribado de otras posibles fuentes de radiactividad, diferentes al reactor, que pudieran suponer un riesgo potencial de irradiación a la población en caso de accidente.

Se revisará el *APS de Otras fuentes* atendiendo a la configuración de la central considerada en los análisis de seguridad asociados al periodo de cese de la explotación, correspondiente a un mes después de la parada definitiva del reactor, sin combustible en vasija y con todos los elementos combustibles gastados almacenados en la piscina de combustible gastado o en el ATI/ATD.

La revisión del APS de *Otras fuentes* actualizado al calor residual presente en la piscina en el momento de cese, y a las condiciones operativas del cese de explotación, se remitirá al CSN con un año de antelación a la DCEX, para su evaluación dentro del marco de la DCEX.

Para la revisión del *APS de Otras fuentes* se considerará como referencia el NUREG-1738 (ref. [24]), y otras referencias adicionales como la SSG-3 del OIEA (ref. [25]) y el Technical Report 3002002691 de EPRI (ref. [27]).

3) Identificar cuáles de los sucesos incluidos en las bases de licencia (BLL) de una central en explotación siguen siendo aplicables a la fase de cese de explotación y, para éstos, realizar la correspondiente actualización teniendo en cuenta la situación de todo el combustible almacenado en la piscina y en el Almacén Temporal (ATI/ATD).

Dentro de los sucesos incluidos anteriormente en las BLL, es importante tener en cuenta que los considerados en la Extensión del Diseño estarán ya analizados en el marco del cumplimiento de la Instrucción IS-37 (ref. [7]), si bien deberán adecuarse a la configuración de la central en cese de explotación.

- 4) Identificar las actividades requeridas y adicionales que se podrían realizar en la central en la situación de cese de explotación, y entre ellas las siguientes:
- Almacenamiento y refrigeración del combustible en la piscina, asegurando el cumplimiento de las funciones de seguridad especificadas en el artículo 17 del RSN (ref. [3]).
  - Situaciones operacionales convencionales que puedan entrañar riesgos. Para estas operaciones deberán identificarse aquellas prácticas o sistemas que, de modo preventivo, se mantendrán durante la fase de cese de explotación.
  - Movimiento de elementos combustibles y residuos especiales en el edificio de combustible y traslado al Almacén Temporal (ATI/ATD).
  - Gestión de residuos operacionales.
  - Realización de actividades preparatorias para el desmantelamiento: este último grupo de actividades contribuyen al objetivo de optimizar la duración global del futuro desmantelamiento.
- 5) Las principales actividades de preparación se describen en el documento del GTDCEX/GT2/01 (ref. [35]), donde además se analizan las necesidades de licenciamiento de dichas actividades. Identificar las BBL que se encuentran referenciadas de forma explícita en los DOE y proceder a su validación o actualización. El documento GTDCEX/GT1/02 (ref. [36]) contiene los criterios aplicables para realizar el correspondiente análisis y filtrado de las BBL aplicables.
- 6) Tras ello, de forma genérica, se partiría de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) vigentes y de los condicionados de autorización existentes, procediendo a eliminar aquellos requisitos e información que no sean necesarios en la nueva situación, teniendo en cuenta que:
- La situación de que "todo el combustible está fuera de la vasija" (en piscina y/o ATI/ATD).
  - Las funciones de seguridad a considerar en los análisis de riesgos aplicables.
  - Los sistemas que seguirán siendo requeridos, tanto los necesarios para la refrigeración y manejo del combustible gastado en condiciones normales de funcionamiento como los requeridos en los análisis de sucesos y accidentes, así como sus sistemas soporte.
  - Las actividades que se realizarán en la central en la situación de cese de explotación: incluyendo, además de las asociadas al mantenimiento del combustible gastado en piscina anteriormente mencionadas, las actividades preparatorias para el desmantelamiento cuyo alcance y desarrollo se conozca. Ligados a estas actividades, será necesario considerar los sistemas necesarios para realizarlas, así como las posibles modificaciones que se precisen para adecuar las funciones desempeñadas a la normativa aplicable (incluyendo su potencial reclasificación, planes de mantenimiento, etc.).

Los Documentos Oficiales a actualizar son aquellos en los que se basa y según los cuales se concede la Autorización de Explotación: *Estudio de Seguridad (ES)*, *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)*, *Plan de Emergencia Interior (PEI)*, *Manual de Protección Radiológica (MPR)*, *Manual de Garantía de Calidad (MGC)*, *Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG)* y *Reglamento de Funcionamiento (RF)*, los cuales pasarán a denominarse Documentos Oficiales de Parada: *Estudio de Seguridad en Parada (ESP)*, *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en Parada (ETP)*, *Plan de*

Emergencia Interior en Parada (PEIP), Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP), Manual de Garantía de Calidad en Parada (MGCP), Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en Parada (PGRRCGP) y Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP).

Nota: el *Plan de Protección Física* se encuentra regulado mediante Real Decreto 1308/2011 (ref. [38]), por lo que la actualización de este se regirá conforme los criterios normativos establecidos en el citado RD.

De acuerdo con las autorizaciones vigentes y el artículo 28 del RINR (ref. [41]) recientemente aprobado, el titular debe comunicar al Ministerio, al CSN con al menos con un año de antelación a la fecha prevista, su intención de cesar la actividad de la instalación. En el marco de este grupo de trabajo, se ha acordado que la propuesta de DOP aplicables se enviará, en la medida de lo posible, al CSN con dos años de antelación, con el fin de que dicho organismo disponga de tiempo suficiente para abordar su evaluación.

- B. En el caso de los denominados **Documentos Complementarios/Básicos** a los DOE (en adelante **DOC**) deberán también adecuarse a esta nueva fase de cese de explotación; sin embargo, en este caso no está definido que los mismos tengan que ser aprobados por la Administración. Es de suponer que, aquellos que el CSN considere, puedan ser requeridos de forma expresa para su apreciación favorable.

Como referencia, en la C. N. de Santa María de Garoña (CNSMG), fueron requeridos para apreciación favorable en el marco de la DCEX los siguientes:

- las BASES de las ETF (por tratarse de una extensión de las mismas)
- el Manual de Requisitos de Operación en Parada (principalmente porque una parte importante de los requisitos de sistemas de las ETF fueron relocalizados en este documento) y
- el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (porque así lo solicitó el propio CSN)

Estos DOCP, junto con el APS de otras fuentes (constituye un soporte adicional para la elaboración de los DOP) y el Manual de Inspección en Servicio en Parada, MISIP (si se introducen cambios que afecten a los requisitos de prueba establecidos en ASME, de acuerdo con la ETF administrativa), actualizados a la situación de cese, se enviarán al CSN para apreciación favorable con un año de antelación a la DCEX.

En lo que respecta al MISIP (cuando no requiera de apreciación favorable) y al Manual de Requisitos de Funcionalidad en Parada (MRFP), deberán estar revisados y aprobados cuando entren en vigor los Documentos Oficiales asociados a la DCEX (según las indicaciones establecidas en el Anexo A).

En el presente documento se incluyen directrices para la actualización de los documentos referenciados en el párrafo anterior.

De forma análoga a los DOP, para la elaboración de los DOCP de una forma lógica, secuencial y ordenada, la base de partida serán los DOC aplicables a la fase de explotación.

- C. Finalmente, en el caso de otros documentos, tales como el Manual de Protección Contra Incendios/Análisis de Riesgos de Fuego, Manual de Inundaciones, etc., en el caso de C.N. Santa María de Garoña, fueron actualizados por el titular tras la concesión de la DCEX, teniendo en cuenta que los riesgos aplicables a la situación de cese estaban ya adecuadamente contemplados.

Para estos otros documentos y, atendiendo a las consideraciones tenidas en cuenta en el Grupo de Trabajo 2 del Grupo Mixto para el licenciamiento del cese y desmantelamiento de las centrales nucleares españolas, será responsabilidad del titular su actualización conforme a las bases de licencia aplicables al cese de explotación. Su entrada en vigor podrá tener lugar una vez concedida la DCEX; hasta entonces serán de aplicación los documentos aplicables a la AE.

El nuevo Análisis de Riesgos de Fuego (ARF) y el nuevo Manual de Protección contra Incendios (MPCI), adaptados a la situación de cese definitivo de la explotación de la central, se actualizarán en un plazo de seis meses tras la DCEX, siempre que el titular justifique que continúan quedando envueltos por los riesgos de incendio analizados para la situación de explotación en ese período.

El Anexo B incluye la estructura base e índice propuesto para cada uno de los Documentos Oficiales de Parada (DOP), así como para aquellos Documentos Complementarios (DOCP) requeridos por el CSN en DCEX anteriores (C.N. Santa María de Garoña).

### **3.2 Accidentes y sucesos a considerar**

Para la identificación de los accidentes y sucesos a considerar en la situación de cese, es importante tener en cuenta que, trascurrido un cierto tiempo desde la parada definitiva del reactor, el calor residual de los elementos combustibles que han estado operando durante el último ciclo en el reactor ha disminuido sensiblemente y, adicionalmente habrá habido un decaimiento importante de los isótopos radiactivos de vida corta de los elementos combustibles, lo cual afecta a la actividad disponible para ser liberada en los accidentes postulados.

Como resultado de los nuevos análisis de accidentes, algunos elementos que eran de seguridad en la fase de explotación de la central, dejarán de ser requeridos durante el cese. No obstante, se analizará también su necesidad por cuestiones operacionales o ALARA durante el periodo de cese de la explotación o el desmantelamiento posterior.

En el caso de emplazamientos con más de una Unidad, este hecho deberá también tenerse en cuenta en los análisis que se realicen para identificar la envuelta base de diseño y las ESC cubiertas por la extensión del diseño.

Teniendo en cuenta estas consideraciones, y siguiendo la experiencia de las centrales nucleares de José Cabrera y de Santa María de Garoña, se considera adecuado establecer como momento de entrada en vigor de los DOP un cierto tiempo después de la parada del reactor (en el caso de estas dos centrales se tuvo en cuenta 30 días).

En el Anexo A al presente documento se analizan los criterios que definen este hito temporal para la entrada en vigor de los DOP, justificando su idoneidad. Adicionalmente se identifican las condiciones que deben cumplirse para que se produzca la entrada en vigor de los citados DOP.

#### **3.2.1 Accidentes Base De Diseño Postulables**

Tal y como se identifica en el apartado 8.4 de la Instrucción IS-26 del CSN (ref. [9]), sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, y en el artículo 35 del RSN (ref. [3]), previamente a iniciar las fases de parada tras la explotación, debe revisarse el Estudio de Seguridad de la instalación para incluir un análisis de accidentes consistente con los sucesos iniciadores postulados durante esta fase, identificando las medidas de seguridad y de defensa en profundidad necesarias para mantener las funciones de seguridad en cada fase. De este análisis de accidentes (que puede incluir también “transitorios”) se deducirán los límites y condiciones de operación de las estructuras, sistemas y componentes (ESC), y las acciones, programas de vigilancia

y de mantenimiento aplicables, así como cualquier otra característica necesaria para elaborar la nueva configuración de la instalación.

Para la situación asociada al cese definitivo de la explotación, en la que todo el combustible gastado está almacenado en la piscina de combustible y/o ATI/ATD, los accidentes postulables serían los que, estando recogidos en la Instrucción IS-37 del CSN (ref. [7]), sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares, y tras una valoración detallada, se considera a priori que siguen siendo aplicables los siguientes:

- Accidentes de manejo de combustible, de posicionamiento erróneo de combustible en bastidores de almacenamiento.
- Transitorios con origen en perturbaciones de la red eléctrica exterior y pérdida de la misma.
- Liberaciones de material radiactivo desde sistemas o componentes de tratamiento de residuos o tanques de almacenamiento.
- Caída de cargas pesadas por fallo de los sistemas de izado.
- Accidentes de criticidad.
- Accidentes de disminución o incremento del inventario de refrigerante en piscinas de combustible.
- Accidentes de pérdida o disminución de refrigeración en piscinas de combustible.

La RG. 1.13 rev. 2 (ref. [39]) y el ANSI/ANS-57.2-1983 (ref. [40]) se consideran referencias válidas como referencia para ayudar a identificar y estructurar los accidentes base de diseño que siguen siendo aplicables durante el cese de explotación en categorías I, II, III y IV.

Adicionalmente, debe considerarse que siguen siendo vigentes los accidentes asociados a la instalación de almacenamiento en seco (ATI/ATD), en cumplimiento con la Instrucción IS-29 del CSN (ref. [11]). En particular, deben tenerse en cuenta los posibles fallos que pueden generar necesidades de recuperabilidad del combustible gastado.

Los accidentes aplicables referenciados anteriormente se encuentran analizados para la situación de explotación de la central, y la mayor parte de ellos son envolventes de la situación durante el cese. En cualquier caso, debe realizarse una valoración individual de cada uno de ellos teniendo en cuenta la nueva situación de la planta durante el cese definitivo de explotación.

Además, derivado del análisis que se realice sobre las actividades preparatorias para el desmantelamiento se podrán identificar otros accidentes, como pueden ser los asociados a las tareas de descontaminación de sistemas y posible rotura de tanques de almacenamiento de residuos radiactivos. Para la elaboración de estos análisis, para los que no existe normativa específica aplicable, se tendrán en cuenta los análisis realizados en las centrales españolas C.N. José Cabrera y C.N. Santa María de Garoña, y las recomendaciones recogidas en el NUREG-0586, apartado 4.3.9 y Apéndice I (ref. [28]).

### 3.2.2 Accidentes más allá de las bases de diseño a considerar

El análisis de accidentes de la instalación se deberá complementar con un estudio sobre la extensión del diseño de la instalación.

De forma análoga al caso anterior, para la situación asociada al cese definitivo de la explotación serán aplicables los accidentes más allá de las bases de diseño que, estando recogidos en la Instrucción IS-37 del CSN (ref. [7]), se consideren que siguen siendo aplicables teniendo en cuenta que todo el combustible se encuentra almacenado en la piscina y ATI/ATD.

De acuerdo con el apartado anterior, para la revisión del *APS de Otras fuentes* se considerará como referencia el NUREG-1738ref. [24]). Este documento pone de manifiesto que el incendio de circonio

resultante de la pérdida de agua de la piscina podría resultar en una liberación radiactiva significativa en una central en situación de cese definitivo/desmantelamiento. Se demostrará que este escenario tiene una muy baja probabilidad de ocurrencia y puede considerarse más allá de los accidentes base de diseño, y se considerarán las combinaciones creíbles de sucesos aplicables. A medida que pasa el tiempo disminuye la generación de calor de desintegración y, en consecuencia, transcurrido un cierto período, el riesgo de incendio de circonio se vuelve insignificante debido a dos factores: 1) la cantidad de tiempo disponible para acciones preventivas y mitigantes, y 2) la mayor probabilidad de que el combustible sea refrigerable por aire.

Podrá utilizarse como se referencia en el apartado B.1.4 del Anexo B, referente al Plan de Emergencia Interior en Parada, la Guía de la NRC NSIR/DPR-ISG-02 (ref. [29]), que muestra los criterios desarrollados para permitir reducciones en los requisitos de los planes de emergencia de las CCNN en situación de cese definitivo/desmantelamiento. Dichos criterios se basan en demostrar que:

- el combustible gastado almacenado en la piscina estaría adecuadamente refrigerado y, en consecuencia, no se alcanzaría la temperatura de ignición del circonio, aunque no existiera agua en la piscina de almacenamiento, o
- se dispone de al menos diez horas para poder tomar medidas de recuperación de nivel de la piscina sin que antes sea necesario la toma de acciones de protección en el exterior.

Respecto a los análisis realizados en el marco de las Pruebas de resistencia, efectuados tras el accidente nuclear de Fukushima en cumplimiento con las Instrucciones Técnicas ITC-1/2/3/4 e ITC-Adaptada, y los sistemas de mitigación y apoyo implantados, se tendrán en cuenta únicamente aquellos relacionados con el mantenimiento de las funciones de seguridad del combustible gastado almacenado en la piscina y/o ATI/ATD durante condiciones de extensión de diseño. En todo caso, analizando la aplicabilidad de las BBLL emitidas con posterioridad al suceso y relacionadas con el mismo.

### 3.2.3 Otros sucesos aplicables

El conjunto de sucesos a considerar en una instalación nuclear que dispone de una Autorización de Explotación vigente (estos sucesos están típicamente recogidos en el Capítulo 3 del Estudio de Seguridad), serán objeto de análisis para verificar si son aplicables para la condición operativa asociada al cese de explotación. Así, teniendo en cuenta las funciones de seguridad y relevantes para la seguridad que deben preservarse y los riesgos creíbles, se realizará un cribado de los sucesos que deben ser de aplicación tanto dentro de las Bases de Diseño como de las Bases de Licencia en la nueva fase.

Para los sucesos que sigan siendo de aplicación, se actualizará el correspondiente análisis considerando las condiciones aplicables al cese de explotación (combustible almacenado en la piscina y en el ATI/ATD).

### **3.3 Desarrollo de los Documentos Oficiales de Parada (DOP)**

Tal y como se ha indicado en apartados anteriores, el desarrollo de los DOP se realizará mediante la actualización de los DOE, teniendo en cuenta las características que definen la fase de cese de explotación (todo el combustible almacenado en la piscina de almacenamiento y/o en el ATI/ATD), los accidentes y sucesos postulables, la normativa aplicable y las actividades preparatorias para el desmantelamiento que se ejecutarían en esta fase.

### 3.3.1 Actualización del Estudio de Seguridad (futuro ESP)

El Estudio de Seguridad en Parada (ESP) debe contener la información necesaria para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, así como un análisis y evaluación de riesgos derivados del funcionamiento de la instalación durante el periodo de cese definitivo.

Así, para la actualización del Estudio de Seguridad aplicable a la situación de cese de explotación se parte del contexto aplicable de la planta (configuración y actividades previstas), de la identificación de las funciones de seguridad que deben mantenerse y de los accidentes/sucesos a considerar, con el fin de determinar cuáles son los sistemas requeridos para el cumplimiento de las funciones importantes para la seguridad en todas las condiciones operativas.

De forma específica, para la situación asociada al cese de explotación, donde todo el combustible está almacenado en la piscina de combustible y/o en el ATI/ATD, este análisis estaría esencialmente realizado, atendiendo al contenido de la Instrucción IS-37 (ref. [7]) (ver apartado 3.2 anterior).

Es necesario realizar una actualización de estos análisis de accidentes<sup>1</sup> teniendo en cuenta el inventario total de elementos combustibles almacenados en la piscina y el tiempo transcurrido desde la parada del reactor, así como las actividades previstas realizar durante el periodo de cese.

En consecuencia, a partir del contenido del Estudio de Seguridad vigente para la central en explotación, y con la información sobre las actividades previstas durante el cese, se adaptaría el contenido del Estudio de Seguridad a la situación existente en parada, prescindiendo de aquellos sistemas o equipos que dejarían de ser necesarios para mantener las condiciones de seguridad nuclear de la instalación (los requisitos de licencia existentes aplicables al Almacenamiento Temporal Individualizado, ATI/ATD, seguirían aplicando).

Adicionalmente, el Estudio de Seguridad en Parada (ESP) incluirá en su alcance la descripción de las actividades preparatorias del desmantelamiento que se vayan a realizar durante esta etapa (descontaminación y modificaciones y/o instalación de sistemas, modificaciones y/o construcción de estructuras, etc.), según el análisis de las necesidades de licenciamiento realizado en el documento GTDCEX-GT2-01 (ref. [35]). Estas actividades estarán basadas y serán coherentes con el contenido del Plan Preliminar de Desmantelamiento (PPD) elaborado por las centrales en respuesta a la Instrucción IS-45 del CSN sobre requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prever su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.1) del presente documento una estructura e índice general del ESP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.2 Actualización de las Especificaciones de Funcionamiento (futuras ETP)

Para la obtención de la declaración de cese explotación, tal y como se explica en el presente documento, se realiza un reanálisis y evaluación de los accidentes aplicables en la situación de todo el combustible almacenado en la piscina y ATI/ATD.

Así, partiendo de los accidentes base de diseño incluidos en el Capítulos 15 del Estudio de Seguridad de una central con Autorización de Explotación vigente, se analizan cuáles de ellos son postulables en la situación asociada al cese de explotación. La práctica totalidad de estos accidentes postulados durante la fase de operación comercial están relacionados con sucesos asociados al reactor, por lo

<sup>1</sup> Tal y como se discute más adelante, podría haber algún escenario que entrara en esta fase en la Envuelta Base de Diseño, atendiendo a nuevos criterios aplicables a la definición de las Bases de Diseño.

que, en principio, únicamente el relacionado con la caída de elemento combustible es postulable que ocurra en piscina.

De forma genérica, este conjunto de accidentes base de diseño aplicables con el reactor en funcionamiento tienen unas consecuencias radiológicas en el exterior que, estando por debajo de los límites admisibles teniendo en cuenta el funcionamiento de los sistemas de mitigación requeridos, son mayores que las asociadas a los accidentes que pudieran ocurrir en piscina.

Los accidentes y sucesos que pueden ocurrir en la piscina están también, obviamente, analizados con el reactor a potencia y forman parte de las bases de licencia en cumplimiento con la normativa aplicable, pero no forman parte de los accidentes base de diseño del capítulo 15. Estos sucesos son, para la situación de cese de explotación, reanalizados de nuevo con las nuevas condiciones aplicables y, dado que son los únicos postulables en esta situación, son incorporados en el Capítulo 5 del Estudio de Seguridad en Parada como accidentes dentro de la nueva Envuelta Base de Diseño.

Aunque la situación de todo el combustible almacenado en la piscina es una situación más segura que la asociada al funcionamiento del reactor, y el conjunto de los accidentes postulables presentan consecuencias radiológicas mucho menores que las que se postulan con el reactor en funcionamiento, la realidad es que los accidentes de piscina son los únicos accidentes que podrían ocurrir y por ello son incluidos en el Capítulo 5 del ESP.

En el ESP se identifican, por tanto, los accidentes base de diseño aplicables en la situación de cese, así como los sistemas a los que se da crédito para el cumplimiento de las funciones de seguridad, tanto en condiciones normales como durante los sucesos y accidentes postulados.

Se deben establecer medios de control administrativo para asegurar la disponibilidad mínima requerida de los sistemas necesarios para el cumplimiento de las funciones de seguridad en aquellos accidentes considerados en el ESP, así como para mitigar sus consecuencias. Estos medios de control se establecen en las Especificaciones de Funcionamiento aplicables a la situación de cese (ETP).

Para identificar qué sistemas deben quedar recogidos en el alcance de las ETP se considera que es de aplicación el artículo 4.2 de la IS-32 del CSN (ref. [12]) (aplicable a “centrales nucleares españolas a lo largo de su explotación”), el cual indica que deben tenerse en cuenta en el alcance las ETF todas las estructuras, sistemas, componentes y aspectos específicos de la central que estén relacionados con la seguridad y/o que sean significativos para el riesgo, con arreglo a 4 criterios especificados. Adicionalmente, son de aplicación como referencia los criterios incluidos en el NUREG-1625 (ref. [28]).

Nota: es muy importante tener en cuenta las consideraciones expuestas en párrafos anteriores, ya que la aplicación de los Criterios de la IS-32 a la nueva situación de cese de explotación, teniendo en cuenta la nueva Envuelta Base de Diseño considerada en el nuevo Capítulo 5 del ESP, podrá suponer la incorporación en el alcance de las ETP de sistemas o componentes que no lo estaban en el de las ETF vigentes (o sí lo estaban, pero por otras consideraciones).

Las ETP resultantes de la nueva configuración de la planta, asociada exclusivamente al cese de la operación comercial, serán objeto de la evaluación del CSN para sustentar la DCEX, que establecerá las condiciones y límites aplicables a dicha situación.

#### Consideración del fallo simple

A la hora de establecer las condiciones límite aplicables a los sistemas en el marco de las ETP, es importante definir la aplicabilidad del criterio de fallo simple:

- En el caso de los sistemas mecánicos, se requerirán operables los dos trenes de un mismo sistema para asegurar el cumplimiento de la función especificada, considerando incluso el fallo simple en demanda a nivel de componente.

Y en el caso de las fuentes de corriente alterna que alimentan los equipos anteriores, en las BASES de los NUREG de referencia de las ETFs estándar (NUREG-1431 ref. [32] y NUREG-1433 [33]), aplicables a las centrales en operación, se indica que para una situación de reactor parado no se requiere postular un fallo único simultáneo a una pérdida total de alimentación eléctrica exterior o a una pérdida de las fuentes de alimentación eléctrica interior requeridas.

En el caso de una central en situación de cese de explotación, este criterio está soportado por los siguientes argumentos:

- Los tiempos disponibles hasta el descubrimiento de los elementos combustibles tras un suceso de pérdida de inventario originado por la pérdida total de la capacidad de extracción de calor residual de la piscina, darían tiempo a implantar medidas compensatorias, entre ellas la posibilidad de disponer de más trenes de sistemas por la vía de interconectar trenes eléctricos normales o alternativos.
- La disponibilidad de sistemas alternativos que no necesitan de fuentes de energía eléctrica para su funcionamiento (ejemplo: bomba diésel de PCI) y que podrían permitir mitigar el accidente.
- la posibilidad de disponer de más trenes de sistemas por la vía de interconectar trenes eléctricos.

El conjunto de sistemas que se encontraban en el alcance de las ETF y siguen siendo requeridos para el cumplimiento de alguna base de licencia indicados anteriormente, será relocalizado en el Manual de Requisitos de Operación (MRO) aplicable a la situación de cese (MRP), siempre que de su análisis concluya que deberían estar funcionales por conveniencia operacional o con el objeto de que, aun no siendo requeridos para cumplir con la legislación aplicable, su control minimiza al máximo las emisiones radiológicas en caso de ocurrencia de alguno de los accidentes o sucesos postulados.

Análogamente, como parte de las ETP, deberán adecuarse sus Bases al nuevo alcance propuesto, según el Programa de Control de Bases.

Además de los apartados de las ETF relacionados con los requisitos que se imponen a las estructuras, sistemas o componentes (Capítulo 3), será necesario actualizar el Capítulo 4 de principales características de diseño y el Capítulo 5 de normas administrativas. En relación con este último punto, es importante definir la adaptación del tipo y número de licencias de operación (operador y supervisor) que será requerido en la situación de cese definitivo de explotación.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.2) del presente documento una estructura e índice general de las ETP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.3 Actualización del Plan de Emergencia Interior (futuro PEIP)

Teniendo en cuenta los accidentes postulados en el ESP, los requisitos que de ellos se derivan y las consecuencias radiológicas de los mismos, es necesario analizar la aplicabilidad del conjunto de sucesos iniciadores del Plan de Emergencia, así como las Categorías de accidente aplicables.

De forma general, en un primer cribado, permanecerían aquellos sucesos iniciadores que puedan seguir siendo aplicables con todo el combustible almacenado en la piscina y/o en el ATI/ATD. El resto de los sucesos, por ejemplo, los relacionados con el NSSS, dejarían de ser aplicables.

De forma específica, teniendo en cuenta la principal normativa de referencia y tras llevar a cabo los correspondientes análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño, así como de otros accidentes más allá de las bases de diseño, se justificará la permanencia o eliminación de las Categorías III y/o IV del PEIP. En el Anexo B (apartado B.1.4) del presente documento se incluye información adicional sobre el alcance y objeto de estos análisis.

Asimismo, será necesario analizar la composición de la Organización de Respuesta a Emergencia (ORE), equipamiento, tiempos de incorporación, funciones, etc., ajustándose a las necesidades de la instalación durante el cese definitivo de explotación.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.4) del presente documento una estructura e índice general del PEIP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.4 Actualización del Reglamento de Funcionamiento (futuro RFP)

La propuesta de Reglamento de Funcionamiento para la situación de cese de explotación debe basarse en las funciones de seguridad, procesos y actividades a desarrollar derivados del resto de documentos oficiales de explotación que aplican en la situación de cese.

La estructura organizativa requiere adaptarse a la nueva situación, buscando sinergias entre las diferentes funciones, debido a que el alcance en el volumen de los trabajos se reduce sustancialmente con respecto a la situación de operación.

Así, a partir de las funciones existentes en el Reglamento de Funcionamiento aplicable a la explotación, teniendo en cuenta también la ejecución de actividades para preparar el desmantelamiento previstas en la fase de cese, se realizaría un análisis en el que se identifiquen las funciones que dejan de ser requeridas y las que deben permanecer en la situación de cese de la explotación, teniendo en cuenta la configuración de la instalación, funciones de seguridad que deben preservarse y actividades que deben realizarse en esa situación.

Adicionalmente el nuevo Reglamento de Funcionamiento debe acompañarse de análisis específicos que justifiquen:

- la dotación de personal requerido en la fase asociada al cese de explotación (análisis de dotación mínima), incluyendo específicamente las necesidades de las unidades de operación (con y sin licencia).
- el mantenimiento de la capacidad, competencia técnica y motivación del personal.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.3) del presente documento una estructura e índice general del RFP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.5 Actualización del Manual de Protección Radiológica (futuro MPRP)

El Manual de Protección Radiológica debe adaptarse teniendo en cuenta los riesgos radiológicos aplicables a la nueva situación de la instalación, así como las actividades que se vayan a realizar en la nueva fase de cese de explotación y que tengan importancia desde el punto de vista de la protección radiológica.

Atendiendo a ello, de forma genérica se revisará el MPR considerando las fuentes de radiación previstas y se modificará la relación de equipos más significativos desde el punto de vista radiológico, de forma acorde con la situación de la instalación.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.6) del presente documento una estructura e índice general del MPRP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.6 Actualización del Manual de Garantía de Calidad (futuro MGCP)

La nueva propuesta de Manual de Garantía de Calidad aplicable a la situación de cese de explotación será similar a la existente en operación y cumplirá con la Guía de Seguridad 10.13 del CSN "Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares" (ref. [16]), la cual establece los criterios recomendados para el cumplimiento de los requisitos en que deben basarse los programas de garantía de calidad aplicables a la fase de cese.

La organización del titular de la instalación deberá seguir contando con un Sistema de Garantía de Calidad cuyo objetivo sea asegurar de forma razonable que las ESC de la central, así como el uso que se hace de ellos, sean los adecuados. Los requisitos establecidos aplican a todas las actividades que afecten a las funciones de seguridad definidas para la situación de cese de explotación: estructuras, sistemas, equipos o componentes relacionados con la seguridad nuclear y a las que, por su importancia, se considere conveniente.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.5) del presente documento una estructura e índice general del MGCP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.7 Actualización del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (futuro PGRRCGP)

Al igual que en el resto de DOP, para acometer la revisión y modificación del PGRRCG, debe tenerse en cuenta la nueva situación de la instalación, asociada a la declaración de cese definitivo de la explotación.

El nuevo PGRRCG aplicará a todos los residuos radiactivos presentes en el emplazamiento durante el periodo de tiempo considerado, el cual se inicia con el cese definitivo de la explotación, cualquiera que sea su nivel de radiactividad, incluyendo el combustible gastado y los residuos especiales, así como los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados.

De forma específica será necesario actualizar, para cada corriente de residuos radiactivos, los inventarios de residuos estimados, la previsión de generación y las opciones de gestión viables.

Asimismo, se tendrá en cuenta los residuos procedentes de actividades preparatorias para el desmantelamiento que se ejecuten en esta fase de cese de explotación (principalmente residuos secundarios derivados del proceso de descontaminación química de sistemas).

Se incluye en el Anexo B (apartado B.1.7) del presente documento una estructura e índice general del PGRRCGP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

### 3.3.8 Consideraciones para emplazamientos con dos unidades

En el caso de emplazamientos con más de una Unidad y fechas de cese de explotación diferentes, deben analizarse una serie de aspectos específicos, entre ellos la coexistencia de DOE y DOP, que aplicarán en la fase en la que una unidad se encuentra en situación de cese y la otra continúa en operación comercial.

El Anexo C del presente documento contiene el análisis aplicable sobre la coexistencia de esta documentación oficial.

## 3.4 Desarrollo de los Documentos Complementarios/Básicos de Parada (DOCP)

Tal y como se ha indicado en apartados anteriores, existen una serie de Documentos Complementarios/Básicos a los DOE que, para la nueva situación de cese de explotación, requieren ser asimismo actualizados.

Dicha actualización se realizará tomando como base los Documentos Complementarios aplicables a fase de explotación, teniendo en cuenta las características que definen la fase de cese de explotación (todo el combustible almacenado en la piscina de almacenamiento y en el ATI/ATD) y los accidentes y sucesos postulables.

Aunque estos Documentos Complementarios no son requeridos en aplicación de ninguna normativa para la obtención de la DCEX, teniendo en cuenta la experiencia de CNSMG, alguno de ellos puede ser requerido explícitamente por el CSN para su apreciación favorable.

En este caso particular se encontrarían las BASES de las ETF, el Manual de Requisitos de Operación (MRO) y el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE). Estos DOCP, junto con el APS de otras fuentes y el MISI (si se introducen cambios que afecten a los requisitos de prueba establecidos en ASME, de acuerdo con la ETF administrativa), actualizados a la situación de cese, se enviarán al CSN para apreciación favorable con un año de antelación a la DCEX.

#### 3.4.1 Actualización del Manual de Requisitos de Operación (FUTURO MRP)

El conjunto de sistemas que se encontraban en el alcance de las ETF y siguen siendo requeridos para el cumplimiento de alguna base de licencia aplicable, pero que no cumple ninguno de los cuatro criterios de permanencia en las ETP, según IS-32 (ref. [12]), será relocalizado en el Manual de Requisitos de Operación (MRO) aplicable a la situación de cese (MRP) cuando se considere que deben estar funcionales por conveniencia operacional o con el objeto de que, aun no siendo requeridos para cumplir con la legislación aplicable, su control minimiza al máximo las emisiones radiológicas en caso de ocurrencia de alguno de los accidentes o sucesos postulados.

Así, el MRO será revisado para incluir los requisitos de sistemas relocalizados desde las ETF y aquellos que, por cumplir alguna función especificada en las bases de licencia permanecen en el alcance del citado documento (por ejemplo, el PCI).

De forma general, para estos sistemas incluidos en este Manual no se requiere postular un fallo simple puesto que son sistemas a los que no se da crédito en los análisis de accidentes postulados y por tanto su operación no es requerida en su mitigación.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.2.1) del presente documento una estructura e índice general del MRP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

#### 3.4.2 Actualización del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (FUTURO MCDEP)

Se actualizarán las vías de emisión aplicables a la situación de cese de acuerdo a las actividades previstas, tanto para efluentes líquidos como gaseosos, y en el Programa de Control de Efluentes se adaptarán, si aplica, los tarados de los monitores de radiación de las descargas a la nueva situación (Plan de Control de Efluentes).

Asimismo, se actualizará el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) para revisar las listas de radionucleidos de interés y puntos y frecuencia de muestreo de los programas de vigilancia y muestreo, así como del cálculo de dosis, debido al tiempo transcurrido desde la parada del reactor.

Se incluye en el Anexo B (apartado B.2.2) del presente documento una estructura e índice general del MCDEP, que puede servir como base para la preparación de este documento.

#### 3.4.3 Actualización de otros documentos

Adicionalmente a los documentos comentados en párrafos anteriores, debe adaptarse, conforme las indicaciones establecidas en el punto B) del apartado 3, los siguientes:

- Manual de Inspección en Servicio (cuando no requiere de apreciación favorable): para adecuar el documento a la nueva situación y clasificación de sistemas relacionados con la seguridad,
- Manual de Requisitos de Funcionalidad: para adecuar su alcance a las funciones requeridas para la piscina de almacenamiento de combustible.

Debiendo estar revisados y aprobados cuando entren en vigor los Documentos Oficiales asociados a la DCEX (según las indicaciones establecidas en el Anexo A).

Con respecto al resto de DOC que deben ser actualizados, siempre y cuando su contenido y alcance cubra la situación de todo el combustible almacenado en la piscina, y ya en los plazos definidos por el titular (salvo que el CSN especifique lo contrario), debe planificarse su adaptación a la nueva situación de cese y actividades previstas en esta fase. En este último conjunto de destacan, entre otros, los siguientes:

- Manual de Inundaciones: para adaptar análisis a la nueva situación y definición de sistemas importantes para la seguridad.
- Manual de Protección Contra Incendios/Análisis de Riesgos de Fuego: para adaptar análisis a la nueva situación y definición de sistemas importantes para la seguridad.

### **3.5 Aspectos específicos de interés a analizar como parte de la Documentación asociada a la Declaración de Cese de Explotación**

Se incluyen en el presente apartado cuestiones específicas relacionadas con la aplicabilidad de ciertas ESC o requisitos normativos a la condición de cese de explotación. Se trata de ESC o requisitos cuyo uso, o aplicabilidad, se considera de interés, por su alcance, considerar en el marco del proceso de licencia asociado a la DCEX.

Se ha considerado como relevante, en una primera fase, establecer unos criterios generales de análisis de aplicabilidad para los siguientes aspectos que cuentan con requisitos específicos (sin descartar otros posibles aspectos, como las áreas seguras de las que disponga la instalación para el acopio de determinados equipos o para ciertos servicios):

- Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE)
- Centro de Apoyo en Emergencias (CAE)
- Simulador de Alcance Total
- Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

#### **1) Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE)**

El Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE) se define, tal y como se especifica en la Instrucción IS-44 (ref, [13]), como un centro alternativo de dirección y gestión de la emergencia dentro del emplazamiento como alternativa a los centros ya existentes. El CAGE, que fue requerido en las ITC post Fukushima aplicables a centrales con autorización de explotación vigentes, está concebido para ser un centro alternativo para la gestión de situaciones de emergencia muy severas, más allá de las bases de diseño, que requirieran el abandono de los centros de gestión principales.

La citada IS-44 del CSN, que tiene por objeto establecer los requisitos en materia de planificación, preparación y respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas que son de aplicación en el nivel de respuesta interior de las instalaciones nucleares en España, establece que las centrales nucleares en operación dispondrán de un Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE).

Este requisito normativo es coherente con los riesgos existentes durante la operación de una central nuclear. Dichos riesgos, debido a la configuración presente, son sensiblemente inferiores en una central en situación de cese definitivo de operación, en la que todo el combustible está almacenado en la piscina y/o ATI/ATD.

Independientemente de que no exista un requisito normativo específico que requiera el CAGE en las condiciones de cese de explotación y que existen, en este aspecto, los precedentes de C.N. Santa María de Garoña y de C.N. José Cabrera, se considera que, adicionalmente, los titulares de aquellas centrales que soliciten la DCEX, deben aportar argumentos y análisis adicionales que soporten la propuesta sobre su aplicabilidad en la nueva situación.

Teniendo en cuenta el objetivo de diseño del CAGE, debe analizarse si en la condición asociada al cese de explotación es esperable que algún accidente creíble (más allá de las bases de diseño) pudiera producir emisiones radiactivas que pudieran requerir la evacuación de los centros principales de gestión de emergencias.

De forma análoga a los análisis que deben realizarse en el marco del PEIP para la definición de las categorías de emergencia aplicables, deben analizarse las consecuencias asociadas a los diferentes accidentes base de diseño contemplados en el Estudio de Seguridad en Parada (ESP), así como otros sucesos específicos más allá de las bases.

En estos análisis es importante poner de manifiesto que la lenta progresión de los escenarios de accidente postulados implica que se pueda disponer de suficiente tiempo para iniciar las medidas de mitigación apropiadas.

Tal y como se explica en el Anexo B, apartado B.1.4, de acuerdo con la Guía de la NRC NSIR/DPR-ISG-02 (ref. [29]) deben analizarse:

- las consecuencias asociadas a los diferentes accidentes base de diseño contemplados en el Estudio de Seguridad en Parada (ESP): encontrándose la planta en el estado de cese definitivo de explotación, con todo su combustible permanentemente descargado, el único accidente base de diseño que afectaría a la integridad del combustible es el de caída de un elemento combustible durante su manejo que, en principio, daría lugar a dosis limitadas tanto en la Central como más allá de la Zona Bajo Control de Explotador (ZBCE).
- otros sucesos específicos más allá de las bases de diseño: como envolvente se plantea un suceso, cualquiera que fuera su origen, que acabase produciendo la pérdida total del inventario de refrigerante en piscina, lo cual podría llevar a producir daño al combustible (ignición) y la consecuente liberación de productos de fisión. En este caso, el análisis debe justificar que, incluso ante este escenario altamente improbable, se dispondría de un margen de tiempo mayor que el establecido en la normativa aplicable (NSIR/DPR-ISG-02) para poder adoptar las diferentes acciones de mitigación y protección que fueran necesarias (este tiempo se establece en 10 horas).

Las conclusiones de estos análisis podrían servir para, además de poder soportar la posible eliminación de las Categorías III y IV del PEI, contribuir a justificar bajo un punto de vista técnico la no necesidad de disponer de un CAGE específico en los emplazamientos con su(s) reactor(es) en situación de cese.

Nota: la disposición de un centro de gestión alternativo, sin los requisitos de diseño aplicables a un CAGE, tal como un Centro de Apoyo Técnico Alternativo (CAT alternativo), se analizará en el marco de las necesidades y requisitos aplicables al nuevo PEIP aplicable a la DCEX.

## 2) Centro de Apoyo en Emergencias (CAE):

El CAE se define, tal y como se especifica en la Instrucción IS-44 (ref. [12]), como aquella organización que puede prestar apoyo a cualquier central nuclear española ante un siniestro de grandes dimensiones proporcionando equipos y personas adicionales a los ya existentes en los diferentes emplazamientos.

La citada IS-44 del CSN, que tiene por objeto establecer los requisitos en materia de planificación, preparación y respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas que son de aplicación en el nivel de respuesta interior de las instalaciones nucleares en España, establece que, con el fin de dotar de diversidad, independencia y como complemento eficaz a las medidas disponibles para responder ante una emergencia, los titulares de las centrales nucleares en operación, deberán establecer y mantener adecuadamente una instalación centralizada, fuera del emplazamiento, con unos equipos especificados, debidamente probados y mantenidos, así como con personal cualificado y entrenado para instalar y operar dichos equipos, y apoyar las estrategias operativas de mitigación de la instalación dentro de las 24 horas desde su activación por el correspondiente Director del PEI.

De nuevo, aunque no exista un requisito normativo específico que requiera el CAE en las condiciones de cese de explotación y existe el precedente de C.N. Santa María de Garoña, se considera que, adicionalmente, los titulares de aquellas centrales que soliciten una DCEX, deben aportar argumentos y análisis adicionales que soporten la decisión sobre su aplicabilidad.

En este caso, debe analizarse si en la condición asociada al cese de explotación es esperable que algún accidente creíble (más allá de las bases de diseño) pueda requerir de un apoyo externo como el ofrecido por el CAE.

Se tendrá en cuenta en dichos análisis la existencia en los emplazamientos de aquellos equipos portátiles requeridos en las ITC post- Fukushima para desplegar las estrategias relacionadas con la piscina de almacenamiento de combustible. Asimismo, se considerará la lenta progresión de los escenarios de accidente postulados, lo que implica que se pueda disponer de suficiente tiempo para iniciar las medidas de mitigación apropiadas.

A modo de resumen, la conclusión preliminar, que deberá ser verificada de forma individualizada por estos análisis, pone de manifiesto la no necesidad de disponer de un CAE para aquellos emplazamientos que tengan su(s) reactor(es) en situación de cese de explotación, teniendo en cuenta:

- la configuración existente en la que todo el combustible está almacenado en la piscina de almacenamiento y/o ATI/ATD.
- los riesgos asociados a esta configuración,
- la existencia de ESC portátiles, adicionales a las consideradas en la mitigación de los accidentes base de diseño, para aporte de agua a la piscina de almacenamiento
- los tiempos disponibles para toma de acciones.
- el apoyo externo de organizaciones externas como la UME, conforme a los acuerdos de colaboración existentes.

## 3) Simulador de Alcance Total

La necesidad de disponer de un Simulador de Alcance Total para la formación del personal con licencia (formación inicial y continua) es objeto de análisis del grupo de trabajo nº3 sobre

licencias de operación y uso del simulador, del grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la estrategia y plan de los procesos de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad (ref. [37]).

#### 4) Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

El requisito de realizar una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) en una instalación nuclear se recoge en el Artículo 13 del RSN (ref. [3]), donde se indica que:

*“El titular, bajo la supervisión del Consejo de Seguridad Nuclear, debe reevaluar sistemática y periódicamente, al menos una vez cada diez años, la seguridad nuclear de la instalación. El objetivo de esta revisión periódica de la seguridad es verificar la seguridad nuclear de la instalación y obtener una valoración global del comportamiento de la misma durante el periodo considerado, mediante el análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica. La revisión periódica de la seguridad debe:*

- a) Confirmar que la instalación sigue cumpliendo con sus bases de diseño, o establecer las medidas correctoras necesarias si, en algún caso, no se cumplieran.*
- b) Verificar la disponibilidad y vigencia de las medidas para la prevención de accidentes y la mitigación de sus consecuencias, y la aplicación del principio de defensa en profundidad.*
- c) Garantizar que la seguridad nuclear permanece en un nivel elevado durante el siguiente periodo”.*

Asimismo, la Instrucción IS-26 (ref. [9]), indica en su apartado 3.19 que:

*“Como máximo cada diez años, el titular de la instalación nuclear deberá realizar y documentar una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS), cuyo objetivo será hacer una valoración global del comportamiento de la instalación durante el periodo considerado, mediante un análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica”.*

La GS 1.10 (ref. [17]) tiene como objetivo establecer los objetivos, el alcance, el contenido, los plazos de presentación y la forma de documentar las RPS de las centrales nucleares en operación. Esta GS es consistente con el documento de la IAEA SSG-25 (ref. [26]).

Tal y como muestra la citada GS 1.10, la RPS comprende la evaluación de una serie de factores de seguridad con el objeto de identificar modificaciones o mejoras factibles y razonables, que permitan mantener o aumentar la seguridad de la central, asegurando que esta se mantiene en un nivel elevado durante el periodo que transcurriría hasta la siguiente RPS o, cuando corresponda, hasta el final de su operación comercial.

El caso de una central en situación de cese definitivo de explotación no está contemplado de forma explícita en la GS 1.10 ni en la SSG-25. De hecho, la SSG-25 está siendo revisada para, entre otros cambios, incluir en su alcance las centrales en situación de cese y desmantelamiento.

Independientemente de este aspecto, en el caso específico de las centrales españolas, cuando una central finaliza su operación comercial es necesario obtener una Declaración de Cese de Explotación (DCEX), lo que exige un proceso de licenciamiento previo mediante el cual se lleva a cabo una revisión exhaustiva de la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación para la nueva fase. Se definen unas nuevas condiciones de control aplicables, nuevos accidentes y se aplica una redefinición de la clasificación de ESC de acuerdo con las nuevas exigencias.

Teniendo en cuenta esta consideración, en el Informe de licenciamiento que acompañará a la documentación de solicitud de la DCEX, los titulares justificarán adecuadamente que el conjunto de las acciones llevadas a cabo antes del cese, tales como el reanálisis completo de todos los accidentes, que conlleva la revisión de las bases de diseño (incluida la implantación de modificaciones, si llega el caso), así como la revisión de Especificaciones Técnicas, Estudio de Seguridad y resto de Documentos Oficiales y bases de licencia, constituye una revisión completa de la seguridad de la instalación de cara al nuevo periodo de operación que se inicia con el cese definitivo, justificando que el momento para el siguiente periodo de la RPS comienza a contar a partir de la DCEX.

#### 4. RESUMEN DE LA ACTUALIZACIÓN DOCUMENTAL

Del análisis realizado en el GT1 se llega a las siguientes conclusiones:

- Se toma como referencia para la entrada en vigor de los DOP un plazo de 30 días tras la parada definitiva del reactor.
- El Capítulo 3 describe la metodología para la actualización documental que se tiene que llevar a cabo para la DCEX.
- Si bien los titulares deberán comunicar al Ministerio su intención de cesar la explotación al menos un año antes de la fecha prevista para el mismo, de acuerdo con las autorizaciones vigentes y el artículo 28 del RINR recientemente aprobado, se acuerda en el marco de este grupo de trabajo que los DOP para la DCEX se enviarán, en la medida de lo posible, con dos años de antelación al CSN, para su evaluación por este organismo como soporte sobre el cual se emitirá la declaración de cese:
  - Estudio de seguridad en Parada (ESP).
  - Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en Parada (ETP), junto con las bases de las ETP.
  - Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP).
  - Plan de Emergencia Interior en Parada (PEIP).
  - Manual de Garantía de Calidad en Parada (MGCP).
  - Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP).
  - Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en Parada (PGRRCGP).

El Anexo B.1 incluye una propuesta de estructura base e índice para estos documentos.

- Con respecto a los Documentos Complementarios/Básicos de Parada (DOCP), se enviarán para apreciación favorable un año antes del cese de explotación los siguientes DOCP:
  - Manual de Requisitos de Operación en Parada (MROP).
  - Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en Parada (MCDEP).

El Anexo B.2 incluye una propuesta de estructura base e índice para estos documentos.

- Finalmente, para el resto de los documentos analizados:
  - APS otras fuentes: se remitirá al CSN para su evaluación dentro del marco de la DCEX con un año de antelación a la DCEX.

- Manual de Inspección en Servicio en Parada (MISIP):
  - Si se introducen cambios que afecten a los requisitos de prueba establecidos en ASME, de acuerdo con la ETF administrativa actualizados a la situación de cese, se enviarán al CSN para apreciación favorable con un año de antelación a la DCEX.
  - En caso contrario, deberá estar revisado y aprobado cuando entren en vigor los DOP.
- El Manual de Requisitos de Funcionalidad en Parada (MRFP) deberá estar revisado y aprobado cuando entren en vigor los DOP.
- El Manual de Protección Contra Incendios (MPCI) se actualizará en un plazo de seis meses tras la DCEX, siempre que el titular justifique que continúan quedando envueltos por los riesgos de incendio analizados para la situación de explotación en ese período. Igual sucede con el Manual de Inundaciones.
- En el caso de emplazamientos con más de una unidad y fechas de cese de explotación diferentes, deben analizarse una serie de aspectos específicos, entre ellos la coexistencia de DOE y DOP, que aplicarán en la fase en la que una unidad se encuentra en situación de cese y la otra continúa en operación comercial.

El Anexo C incluye algunas consideraciones relevantes para el periodo transitorio entre los ceses de explotación en emplazamientos con dos unidades.

## 5. REFERENCIAS

- [1] Términos de referencia. Grupo de Trabajo 1 (GT1) sobre normativa, análisis de accidentes, bases de diseño, bases de licencia y DOE para la fase post-operacional (Grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [2] Notas de Reunión Grupo de Trabajo Nº1 Normativa, Análisis de Accidentes, Bases de Licencia y de Diseño y Documentos Oficiales de Explotación para la Fase Post-operacional (Grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [3] Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, «BOE» núm. 284, de 24 de noviembre de 2018.
- [4] Instrucción IS-11, revisión 1, de 30 de enero de 2019, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, «BOE» núm. 40, de 15 de febrero de 2019
- [5] Instrucción IS-12, de 28 de febrero de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares, «BOE» núm. 113, de 11 de mayo de 2007
- [6] Instrucción IS-19 del CSN, de 22 de octubre de 2008, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, «BOE» núm. 270, de 8 de noviembre de 2008.
- [7] Instrucción IS-21, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, «BOE» núm. 43, de 19 de febrero de 2009.
- [8] Instrucción IS-25, de 9 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios y

- requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares, «BOE» núm. 153, de 24 de junio de 2010.
- [9] Instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, «BOE» núm. 165, de 8 de julio de 2010.
- [10] Instrucción IS-27, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, «BOE» núm. 165, de 8 de julio de 2010.
- [11] Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad, «BOE» núm. 265, de 2 de noviembre de 2010.
- [12] Instrucción IS-32, de 16 de noviembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares, «BOE» núm. 292, de 5 de diciembre de 2011.
- [13] Instrucción IS-37, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares, «BOE» núm. 49, de 26 de febrero de 2015.
- [14] Instrucción IS-44, de 26 de febrero de 2020, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de las instalaciones nucleares, «BOE» núm. 63, de 12 de marzo de 2020.
- [15] Instrucción IS-45, de 17 de noviembre de 2021, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prever su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre, «BOE» núm. 16, de 19 de enero de 2022
- [16] Guía de Seguridad 10.13, Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares (diciembre 2013)
- [17] Guía de Seguridad 1.4 Revisión 1 - Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares (abril 2022)
- [18] Guía de Seguridad 1.10 Revisión 2 del CSN, Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares (mayo 2017).
- [19] Guía de Seguridad 1.13 Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares (marzo 2000)
- [20] Guía de Seguridad 10.1 Revisión 2 del CSN “Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares” (febrero 1999)
- [21] Guía de Seguridad 7.6 del CSN “Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear” (abril 2016)
- [22] Guía de Seguridad 9.3 del CSN “Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares” (mayo 2008)
- [23] Norma UNE-73401 (Ed. 95) “Garantía de Calidad en Instalaciones Nucleares”.
- [24] NUREG-1738 “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants”.
- [25] IAEA SSG-3 Rev. 1 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”.

- [26] IAEA SSG-25, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (SSG-25)”
- [27] EPRI Technical Report 3002002691 “PWR Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework and Pilot Plant Application”.
- [28] NUREG-0586 “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities: Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors”.
- [29] NRC NSIR/DPR-ISG-02 “*Emergency Planning Exemption Requests for Decommissioning Nuclear Power Plants*”
- [30] NUREG-1625 “Proposed Standard for Permanently Defueled Westinghouse Plants”
- [31] Regulatory Guide 1.184, revisión 1, “Decommissioning Nuclear Power Reactors”
- [32] Standard Technical Specifications – Westinghouse Plants (NUREG-1431, Revision 5)
- [33] Standard Technical Specifications — General Electric Plants (BWR/4) (NUREG-1433, Revision 5)
- [34] Regulatory Guide 1.109 – Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating compliance with 10 CFR 50, Appendix I (October 1977)
- [35] GTDCEX/GT2/01 Rev.0 “Alcance de actividades preparatorias y necesidades de licenciamiento”
- [36] GTDCEX/GT1/02 Rev.0 “Análisis de la normativa aplicable durante el cese de explotación”.
- [37] GTDCEX/GT3/02 Rev.0 “Metodología de análisis para establecer la aplicabilidad de un simulador de sala de control de alcance total para la formación durante la fase de cese de explotación”.
- [38] Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas.
- [39] Regulatory Guide 1.13, revisión 2, “Spent Fuel Storage Facility Design Basis”
- [40] ANSI/ANS-57.2-1983 “Design requirements for light water reactor spent fuel storage facilities at nuclear power plants”
- [41] Real Decreto 1217/2024, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, y otras actividades relacionadas con la exposición a las radiaciones ionizantes

## ANEXO A: HITO TEMPORAL ENTRADA EN VIGOR DOCUMENTOS OFICIALES DE CESE DE EXPLOTACIÓN

Es importante definir el hito temporal en el que, asociado a una DCEX, y una vez finalizada la Autorización de Explotación (AE), se produciría la entrada en vigor de los Documentos Oficiales de Parada. Durante este lapso (entre fin de la AE y entrada en vigor de los DOP) la operación de la central deberá ajustarse al contenido y limitaciones especificadas en los DOE para la situación operativa en la que el núcleo del reactor está descargado en la piscina de combustible.

Para definir el hito temporal que marca la entrada en vigor de los DOP deben tenerse en cuenta una serie de requisitos/condiciones de índole técnica y administrativa.

### Condiciones técnicas

- Tiempo requerido para la descarga completa del núcleo:

En el marco de una última Autorización de Explotación de una central nuclear, la operación a potencia de la instalación es permitida hasta la fecha de expiración de dicha Autorización.

- Tras ello, una vez el reactor ha sido detenido de forma definitiva, debe procederse a la descarga completa del núcleo y almacenaje de los elementos combustibles recientemente irradiados en la piscina de almacenamiento de combustible. La duración de esta maniobra se estima en aproximadamente 8 días.
- Calor residual y actividad

Trascurrido un cierto tiempo desde la parada definitiva del reactor, el calor residual de los elementos combustibles que han estado operando durante el último ciclo en el reactor ha disminuido sensiblemente. Adicionalmente habrá habido un decaimiento importante de los isótopos radiactivos de vida corta de los elementos combustibles, lo cual afecta a la actividad disponible para ser liberada en los accidentes postulados (caída de elemento combustible).

Este tiempo es importante ya que define la capacidad de los sistemas que son requeridos para la operación normal de la planta y para la mitigación de los accidentes y sucesos postulables en la nueva situación de cese.

Teniendo en cuenta estas consideraciones, tomando como referencia los casos de las centrales nucleares de José Cabrera y de Santa María de Garoña, un plazo de 30 días desde la parada definitiva del reactor se considera adecuado para definir las condiciones de funcionamiento aplicables y por ende los sistemas requeridos.

### Condiciones administrativas

- Actualización resto de DOCP

Además de los DOCP que hayan sido requeridos para apreciación favorable del CSN (MCDEP y MRP típicamente), deberán actualizarse el resto de los documentos complementarios. Dado que la situación de todo el combustible en piscina es una situación ya analizada y contemplada en el alcance de los DOCP, se podrá justificar la validez de un DOC en la situación de cese de explotación, asegurando que los requisitos aplicables en la nueva fase quedan cubiertos.

- Actualización documental (control de la configuración)

La entrada en vigor de los DOP y DOCP lleva implícita asegurar un adecuado control de la configuración, de forma que el conjunto de la documentación de la central esté actualizado o bien se justifique su validez para el escenario definido en los DOC.

De forma explícita, se considera importante tener actualizados o justificados:

- En el marco de los DOP:
  - Pruebas de vigilancia que aseguran el cumplimiento de las ETP: estarán actualizadas o se justificará que su alcance es adecuado para el cumplimiento de los nuevos requisitos. (Condición requerida).
  - Procedimientos que desarrollan las exigencias del PEIP. (Condición requerida).
- En el marco de los DOC y otros documentos:
  - Pruebas que aseguran el cumplimiento, entre otros, del MCDEP, MRP, Manual de Requisitos de Funcionalidad (MRF), Manual de Inundaciones (MI): estarán actualizadas o se justificará que su alcance es adecuado para el cumplimiento de los nuevos requisitos. (Condición requerida).

Asimismo, en los plazos propuestos por el titular deberá gestionarse la adaptación del resto de documentación. Esta actuación es aceptable teniendo en cuenta que la situación de todo el combustible en piscina ya está contemplada en las bases de licencia asociadas a la AE; en cualquier caso, deberá justificarse la validez de la documentación, asegurando que los requisitos aplicables en la nueva fase quedan cubiertos.

Este apartado está centrado en la documentación de explotación, pero podría hacerse también mención explícita a la documentación del proyecto de la central (documentación de ingeniería).

- Programas de formación

Antes de la entrada en vigor de los DOP debe asegurarse que el personal bajo el alcance de la IS-11 (ref. [4]) haya recibido la formación adecuada a tal efecto. (Condición requerida).

La adaptación de los programas de formación del resto de personal (IS-12, ref.[5]) podrá gestionarse posteriormente, teniendo en cuenta que la configuración de la planta no es novedosa y los riesgos existentes ya se encuentran analizados.

- Actualización documentación de ingeniería con la clasificación de ESC (clasificación de seguridad, clasificación sísmica ...)

La actualización de las calificaciones (sísmica, seguridad,...) de las ESC estará basada en los nuevos análisis de accidentes y riesgos aplicables. Estos nuevos análisis de accidentes y riesgos, aplicables a la situación operativa de todo el combustible almacenado en la piscina y/o ATI/ATD, ya están contemplados en las bases de licencia asociadas a las AE, por lo que la clasificación de ESC existente es conservadora frente a la que aplicará en la situación tras el cese de explotación (no se espera que ninguna ESC existente lleve un aumento (*upgrade*) de calificación). En consecuencia, esta actualización podrá gestionarse en los plazos marcados por el titular.

- Actividades de mantenimiento

La estructura de mantenimiento aplicable a las ESC es función de su clasificación, por lo que es de aplicación las justificaciones dadas en el punto anterior y su actualización podrá llevarse a cabo en los plazos marcados por el titular.

Teniendo en cuenta el conjunto de consideraciones anteriores, se estima oportuno definir como hito temporal asociado a la entrada en vigor de los DOP **30 días tras la parada definitiva del reactor**. Esta entrada en vigor estará condicionada a la verificación de que las condiciones indicadas anteriormente como requeridas se han cumplido.

El titular podrá incluir una propuesta de adaptación junto con la documentación presentada para la DCEX. No obstante, teniendo en cuenta el contenido de las declaraciones de cese emitidas hasta la

fecha, previsiblemente sea necesario incluir en la condición 3, por la que se establecen cuáles son los DOP, un requisito adicional que regule la entrada en vigor de los mismos, que no podrá ser efectiva antes de 30 días tras la parada definitiva del reactor y siempre que haya finalizado la descarga completa del núcleo, se haya impartido la formación necesaria y completado la adaptación documental requerida.

## ANEXO B: ESTRUCTURA BASE E ÍNDICE PROPUESTO PARA LOS DOP Y DOCP

Se muestran en el presente Anexo B la estructura e índice general propuesto para cada uno de los Documentos Oficiales de Parada (DOP), así como para aquellos Documentos Complementarios (DOCP) requeridos por el CSN en DCEX anteriores (C.N. Santa María de Garoña).

### **B.1 DOCUMENTOS OFICIALES DE PARADA**

#### **B.1.1 Estudio de Seguridad en Parada (ESP)**

Son de aplicación las consideraciones establecidas en el apartado 8.2 de la Regulatory Guide 1.184, (ref. [31]), las cuales son coherentes con los ESP desarrollados para los casos de C.N. José Cabrera y C.N. Santa María de Garoña.

De forma explícita el ESP de una central se ajustará a la siguiente estructura:

1. Introducción y descripción general de la central

Este capítulo se basará en el capítulo 1 “Introducción y descripción general de la central” del EFS, adaptando su contenido a la nueva situación de cese definitivo de explotación.

2. Características del emplazamiento

Este capítulo se basará en el capítulo 2 “Características del emplazamiento” del EFS e incluirá los siguientes aspectos:

- Bases de diseño del emplazamiento.
- Geografía y demografía
- Industrias, transportes e instalaciones militares
- Meteorología
- Hidrología
- Geología y sismología

3. Diseño y descripción de la central

Este capítulo se basará en el capítulo 3 “Proyecto de Estructuras, Componentes, Equipos y Sistemas” y capítulos 4-10, relacionados con la descripción de las ESC de la central, del EFS.

#### Criterios de diseño de la central

Respecto a los aspectos de diseño de la central se incluirán los siguientes apartados dentro del capítulo, teniendo en cuenta el capítulo 3 del EFS y las consideraciones expuestas en el apartado 3.2.3 del presente documento:

- Conformidad con los criterios generales de diseño de la IS-27 (ref. [10])
- Clasificación de estructuras, sistemas y componentes.
- Cargas debidas al viento y a tornados.
- Nivel de agua (inundación) de proyecto.
- Protección contra proyectiles
- Protección contra los efectos dinámicos asociados con la rotura postulada de tuberías.
- Protección sísmica

No se considera aplicable el análisis de calificación ambiental de equipo eléctrico e instrumentación durante la situación de cese de explotación.

En la situación de cese definitivo de explotación de la Central, los sistemas con capacidad de producir efectos dinámicos (incluyendo los de proyectiles, látigo de tuberías y chorro de fluidos) o condiciones ambientales severas, por los fallos del equipo, se encuentran fuera de servicio.

En consecuencia, no es de aplicación la regla 10CFR50.49 y por tanto no se requiere ningún Programa de Calificación Ambiental en esta condición de cese definitivo, ya que no existen tuberías de alta energía.

En cualquier caso, en cumplimiento con el Criterio General de Diseño 4 de la IS-27 (ref. [10]), el diseño de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad cumple con los requisitos de adaptarse a los efectos de, y ser compatibles con, las condiciones ambientales correspondientes al funcionamiento normal, mantenimiento y pruebas que se prevén durante la operación de la planta, así como, en su caso, las asociadas a sucesos operacionales previstos y accidentes.

#### Clasificación de ESC

La clasificación de seguridad de las ESC debe adecuarse teniendo en cuenta los riesgos de seguridad nuclear y protección radiológica durante el periodo correspondiente al cese de explotación y las funciones que las ESC desarrollan en esta nueva situación.

Esta actuación es coherente con el artículo 22 “Clasificación de Seguridad” del RSN (ref. [3]), el cual indica que las ESC deben ser clasificadas de acuerdo con su importancia para la seguridad. y que el método para realizar esta clasificación debe basarse en el análisis de los sucesos iniciadores postulados, sucesos internos y externos y condiciones graves, complementadas cuando sea apropiado, por los análisis de riesgos y el juicio de ingeniería.

Las ESC relacionadas con la seguridad serán aquellas que aseguran el mantenimiento de las funciones principales de seguridad de la instalación durante los accidentes postulados.

Estas funciones son:

- Mantenimiento de la subcriticidad del combustible nuclear gastado.
- Refrigeración del combustible gastado.
- Confinamiento y blindaje del material radiactivo.
- Recuperabilidad del combustible gastado y residuos radiactivos (aplicable a las instalaciones de almacenamiento de combustible).

Las ESC relevantes para la seguridad, atendiendo al RSN, serán aquellas cuya función se considera en los análisis de sucesos internos o externos o de condiciones graves para garantizar las funciones principales de seguridad; la limitación de dosis a los trabajadores o miembros del público durante la operación normal de la planta; los riesgos de la instalación; y el impacto en el funcionamiento de las ESC relacionadas con la seguridad.

Se partirá de la actual clasificación de ESC relevantes para la seguridad del EFS y se adaptará teniendo en cuenta el nuevo alcance de sucesos, riesgos y protección realizado para la situación de cese de explotación.

#### Descripción de la central

Respecto a los aspectos relacionados con la descripción de la central, se incluirá, con un alcance similar a la información actualmente recogida los capítulos 4-10 del EFS, una descripción de los sistemas necesarios para las actividades realizadas durante el cese definitivo de la explotación de la central y para el mantenimiento de las funciones de seguridad bajo los accidentes y sucesos postulados. Adicionalmente, se incluirá una

descripción de aquellos sistemas que, sin ser necesarios ni requeridos durante el cese, se mantendrán para la siguiente fase de desmantelamiento. Para todos ellos, se identificarán sus bases de diseño aplicables, destacando las asociadas al cumplimiento de funciones importantes para la seguridad

De forma general, estos sistemas se prevén los siguientes:

- Sistemas de almacenamiento y manejo de combustible.
- Sistemas eléctricos
  - Introducción
  - Sistema eléctrico exterior a la central
  - Sistemas eléctricos interiores a la central
- Sistemas de instrumentación y control
  - Introducción
  - Instrumentación y control requeridos para la seguridad
  - Instrumentación y control no requeridos para la seguridad
- Sistemas de agua
  - Sistema de agua de refrigeración
  - Sistema de agua desmineralizada
  - Sistema de agua potable
  - Sumidero final de calor
  - Sistema de tratamiento de agua
- Sistemas Auxiliares
- Sistemas de aire acondicionado, calefacción, refrigeración y ventilación

Para los sistemas anteriores se recogerá la siguiente información de acuerdo con EFS vigente:

- Bases de diseño
- Descripción general
- Evaluación de la seguridad
- Pruebas e inspecciones
- Instrumentación

#### 4. Protección contra las radiaciones y gestión de residuos radiactivos

Este capítulo se basará en el capítulo 12 “Protección contra las radiaciones” del EFS, adaptando su contenido a la nueva situación de acuerdo con el Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP) y el Manual de Cálculo de Dosis en Parada (MCDEP).

Con respecto a la gestión de residuos radiactivos, el análisis se basará en el capítulo 11 “Tratamiento de residuos radiactivos” adaptando su contenido a la nueva situación de acuerdo con la revisión del Plan de gestión de Residuos Radioactivos y Combustible Gastado que se elaborará en el marco de la DCEX.

## 5. Análisis de accidentes

En este capítulo se recogerán los análisis de accidente derivados de los sucesos postulables de la nueva situación de cese definitivo de explotación, de acuerdo con lo establecido en el punto 8.4 de la Instrucción del CSN IS-26 (ref. [9]) y lo que resulte aplicable de la Instrucción del CSN IS-37 (ref. [7]), teniendo asimismo en cuenta las consideraciones expuestas en el apartado 3.2.1 del presente documento.

## 6. Almacén Temporal Individualizado/Descentralizado

Este capítulo trasladará el contenido del capítulo correspondiente al “Almacén Temporal Individualizado (ATI)” del EFS. Actualmente está en curso el proceso de licenciamiento asociado al nuevo Almacén Temporal Individualizado (ATI-100) que se ubicará en el emplazamiento de cada central. Tras la puesta en servicio del ATI-100, la evaluación de seguridad y los cambios documentales asociados, serán incorporados a este capítulo del ESP.

Adicionalmente, las instalaciones auxiliares o medidas complementarias que conformarán el ATD (junto con el ATI), serán asimismo incorporadas en este capítulo del ESP una vez estén en servicio.

## 7. Extensión del diseño

En este capítulo se recogerán los análisis de accidente aplicables a la extensión del diseño teniendo en cuenta la nueva situación de cese definitivo de explotación, según las consideraciones expuestas en el apartado 3.2.2 del presente documento.

## 8. Organización y Factores Humanos

Este capítulo se basará en el capítulo 20 “Organización y Factores Humanos” del EFS, adaptando su contenido a la nueva situación de la planta de acuerdo con el Programa de Factores Humanos y Organizativos durante el cese definitivo de la explotación.

## 9. Actividades preparatorias para el desmantelamiento

Este capítulo recogerá una descripción, y evaluación desde el punto de vista de seguridad nuclear y protección radiológica, de las actividades preparatorias para el desmantelamiento previstas en el momento de elaboración del ESP. Otras actividades preparatorias que se identifiquen posteriormente a la revisión inicial de ESP, serán integradas en el mismo de acuerdo con la regulación aplicable establecida en la IS-21 (ref. [7]), sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, y las ITC que el CSN emita al respecto. Asimismo, se tendrán en consideración las previsiones de los Planes Preliminares de Desmantelamiento, apreciados favorablemente por el CSN para cumplir con la IS-45 (ref. [15]) en cada caso específico.

### B.1.2 Especificaciones Técnicas de Parada (ETP)

Las ETP deben incluir los límites y condiciones de operación de las ESC que garanticen que se cumple con las funciones previstas en el Estudio de Seguridad en Parada para las situaciones operacionales, transitorios y accidentes considerados en las bases de diseño para el periodo de cese definitivo de explotación.

La Instrucción IS-32 (ref. [12]), sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares, se usará como referencia en aquellos aspectos que resulte aplicable, siendo de aplicación los criterios de selección de ESC que se definen, adaptados a la situación de cese de explotación.

Asimismo, se usará como referencia para su elaboración el NUREG-1625 (ref. [30]) “Proposed Standard Technical Specifications for Permanently Defueled Westinghouse Plants” (versión draft), que fue usado por C.N. Santa María de Garoña como referencia en la elaboración de sus ETP.

Teniendo en cuenta esta última referencia, la estructura e índice de las ETP se ajustará al contenido del citado NUREG 1625 (ref. [30]). Esta estructura está asimismo basada en la existente en los NUREG de referencia para el desarrollo de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (NUREG-1431 (ref. [32]) y NUREG 1433 (ref. [33])):

- 1.0 USO Y APLICACIÓN
- 2.0 LÍMITES DE SEGURIDAD
- 3.0 APLICABILIDAD DE LAS CONDICIONES LIMITATIVAS DE OPERACIÓN (CLO) Y APLICABILIDAD DE LOS REQUISITOS DE VIGILANCIA (RV)
- 3.3 INSTRUMENTACIÓN
- 3.6 SISTEMAS DE LA CONTENCIÓN (SI FUESE APLICABLE)
- 3.7 SISTEMAS DE LA PLANTA
- 3.8 SISTEMAS DE ENERGÍA ELÉCTRICA
- 3.10 CONTENEDOR DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO
- 4.0 CARACTERÍSTICAS DE DISEÑO
- 5.0 NORMAS ADMINISTRATIVAS

Puesto que la composición del turno se recogerá en el capítulo de normas administrativas, será necesario haber elaborado el documento de “modelo de licencias” al que se hace referencia en los entregables del Grupo de trabajo nº3 “Transición de Licencias del Personal de Operación y uso del Simulador de Alcance Total de Sala de Control tras el Cese de Explotación”, GTDCEX/GT3 (ref. [37]), como base para su determinación.

#### B.1.3 Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP)

Para el desarrollo del RFP se utilizará como referencia el Reglamento de Funcionamiento durante explotación, desarrollado siguiendo las directrices de la Guía de Seguridad 1.13 (ref. [19]) para satisfacer los requerimientos establecidos en el RINR, y teniendo en cuenta las especificidades de la organización necesaria para acometer las actividades necesarias para la operación segura de la instalación en condición de cese definitivo y las actividades preparatorias para la fase del desmantelamiento.

Así, la estructura de este DOP será la siguiente:

1. Introducción
2. Organización
3. Cualificación, formación, entrenamiento y reentrenamiento del personal
4. Normas de funcionamiento
  - a. Documentos oficiales
  - b. Procedimientos
  - c. Programas y planes
5. Libros y registro

6. Informes periódicos a la Administración
7. Conservación y archivo de documentos

Para el establecimiento de la nueva organización durante el cese definitivo de explotación, se partirá de las funciones, procesos y actividades recogidos en el Reglamento de Funcionamiento durante la fase de explotación, se analizarán las que dejan de ser requeridas y las que deben permanecer en la situación de cese de la explotación, teniendo en cuenta la configuración de la instalación, funciones de seguridad que deben preservarse y actividades que deben realizarse en esa situación. Se tendrán en cuenta asimismo las actividades preparatorias del desmantelamiento previstas en la fase de cese.

El desarrollo de la nueva organización contemplada en el RFP deberá estar basado en el correspondiente análisis de dotaciones mínimas, en el cual podrá justificarse posibles sinergias entre las diferentes funciones debido a la reducción del volumen de los trabajos en la situación de cese respecto a la situación de explotación.

Adicionalmente, el RFP deberá contemplar los aspectos relacionados con el mantenimiento de la capacidad y competencia técnica, y la motivación del personal.

De forma similar a las ETP, será necesario haber elaborado el documento de “modelo de licencias” al que se hace referencia en los entregables del Grupo de trabajo nº3 “Transición de Licencias del Personal de Operación y uso del Simulador de Alcance Total de Sala de Control tras el Cese de Explotación”, GTDCEX/GT3 (ref. [37]), como base para determinar la adecuada composición del turno que debe aparecer en el RFP.

#### B.1.4 Plan de Emergencia Interior en Parada (PEIP)

El Plan de Emergencia Interior en Parada (PEIP) debe detallar las medidas previstas y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente, con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar su ocurrencia de forma inmediata a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y de las consecuencias de la situación.

Para el desarrollo del PEIP se utilizará como referencia el Plan de Emergencia Interior durante explotación, desarrollado siguiendo los requisitos de la Instrucción IS-44 del CSN, de 26 de febrero de 2020, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de las instalaciones nucleares.

Los procesos, acciones y pautas a seguir para llevar a cabo la gestión y respuesta dentro del emplazamiento en caso de emergencia nuclear para minimizar el impacto radiológico se adaptarán a los riesgos asociados a la instalación en la fase de cese de explotación.

Como referencias específicas para el desarrollo del PEIP se considerarán:

- Guía UNESA CEN-33-13 “Clasificación de emergencias y relación de sucesos iniciadores de los PEI de las CC.NN.” en revisión aplicable.
- NUREG-0654 / FEMA-REP-1 Rev. 1 “Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants”.
- Guía de la NRC NSIR/DPR-ISG-02, “Emergency Planning Exemption Requests for Decommissioning Nuclear Power Plants,” (ADAMS Accession No. ML13304B442).
- NEI 99-01 “Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors” Rev. 6. Apéndice C, específico para plantas en cese definitivo de explotación y con todo el combustible extraído de manera permanente de la vasija del reactor.

- RG 1.235 “Emergency Planning for Decommissioning Power Reactors”, Draft (DG-1346 rev. 1).

Teniendo en cuenta el análisis de los accidentes del ESP que pueden tener lugar tras el cese definitivo de la explotación, los requisitos que de ellos se derivan y las consecuencias radiológicas de los mismos, se revisará el conjunto de sucesos iniciadores del PEI, así como las Categorías de accidente aplicables.

Este análisis deberá tener en cuenta la principal normativa de referencia existente para centrales en situación de cese de explotación (parada definitiva) y los PEIP existentes en centrales de referencia (principalmente de EEUU). De forma explícita, esta normativa de referencia aplicable está constituida por las referencias indicadas en el párrafo anterior.

Debe analizarse si en la condición asociada al cese de explotación es esperable que algún accidente base de diseño (u otro accidente razonablemente concebible más allá de dichas bases) produzca descargas radiactivas que excedan los límites establecidos para que sea necesario establecer medidas de protección a la población más allá del límite de la Zona Bajo Control del Explotador (ZBCE). Si no se exceden los citados límites podrá justificarse la eliminación de las Categorías III y/o IV del PEIP.

Es importante poner de manifiesto que la lenta progresión de los escenarios de accidente postulados implica que se pueda disponer de suficiente tiempo para iniciar las medidas de mitigación apropiadas.

De acuerdo con el NSIR/DPR-ISG-02 (ref. [29]), deben analizarse las consecuencias asociadas a los diferentes accidentes base de diseño contemplados en el Estudio de Seguridad en Parada (ESP), así como otros sucesos específicos más allá de las bases.

Relacionado con los accidentes base de diseño, encontrándose la planta en el estado de cese definitivo de explotación, con todo su combustible permanentemente descargado, el único accidente base de diseño que afectaría a la integridad del combustible es el de caída de un elemento combustible durante su manejo, que en cualquier caso daría lugar a dosis limitadas tanto en la Central como más allá de la ZBCE.

Deben incluirse en el alcance del análisis adicionalmente otros sucesos más allá de las bases de diseño, muy improbables, pero que podrían dañar al combustible y acabar produciendo una liberación de material radiactivo que pudiera requerir la adopción de medidas de protección para los trabajadores y el público. Como envolvente se plantea un suceso, cualquiera que fuera su origen, que acabase produciendo la pérdida total del inventario de refrigerante en piscina, lo cual podría llevar a producir daño al combustible (ignición) y la consecuente liberación de productos de fisión. En este caso, el análisis debe justificar que, incluso ante este escenario altamente improbable, se dispondría de un margen de tiempo mayor que el establecido en la normativa aplicable (NSIR/DPR-ISG-02) para poder adoptar las diferentes acciones de mitigación y protección que fueran necesaria (este tiempo se establece en 10 horas).

Adicionalmente, el PEIP debe contemplar los planes, recursos humanos y medios materiales adecuados para la gestión de una emergencia en situación de cese definitivo, incluyendo las necesidades de coordinación con los planes de emergencia de las autoridades en el exterior de la instalación (centros de apoyo en emergencias), así como las necesidades de formación en emergencias y de los ejercicios y simulacros de entrenamiento.

Los requisitos aplicables y el personal de emergencias requerido se definirán teniendo en cuenta la reducción de riesgos en la situación de cese definitivo. De igual forma, se debe analizar la composición y el tiempo de activación del retén de emergencia ajustándose a las necesidades de la central durante esta fase.

La estructura de este DOP se mantendrá como la del Plan de Emergencia existente en el marco de una Autorización de Explotación. De forma explícita se mantendrá este índice:

1. Objetivo
2. Bases y contenido
3. Categorías de emergencia y sucesos iniciadores
4. Organización y funciones
5. Medidas de emergencia
6. Fin de emergencia y recuperación
7. Instalaciones y equipos de emergencia
8. Mantenimiento del plan
9. Registro y archivo de documentación

Será necesario, como base para establecer la adecuada composición del retén, tener elaborado el documento de “modelo de licencias” al que se hace referencia en los entregables del Grupo de trabajo nº3 “Transición de Licencias del Personal de Operación y uso del Simulador de Alcance Total de Sala de Control tras el Cese de Explotación”, GTDCEX/GT3 (ref. [37]).

#### B.1.5 Manual de Garantía de Calidad en Parada (MGCP)

El Manual de Garantía de Calidad en Parada (MGCP) debe asegurar de forma adecuada que las actividades correspondientes a la fase de cese de la explotación y previas al desmantelamiento de la instalación se llevan a cabo de forma segura y limitando su impacto a las personas y el medio ambiente.

El MGCP recogerá cómo se gestionan, realizan y evalúan los trabajos de la instalación durante el periodo de cese definitivo de la explotación de forma consistente con lo establecido en los requisitos de calidad aplicables. Asimismo, se delimitarán las responsabilidades de las organizaciones afectadas en cuanto a los requisitos impuestos por el programa de garantía de calidad de forma coherente con el RFP.

De acuerdo con la Instrucción IS-19 (ref. [6]), y la Guía de Seguridad 10.13 (ref. [16]), los criterios y objetivos del programa de garantía de calidad durante el cese definitivo de la explotación se mantendrán con respecto a la fase de explotación, con las particularidades de los aspectos específicos de las actividades previas al desmantelamiento, que se indican que en la GS 10.13.

De acuerdo con lo anterior, el MGCP considerará las recomendaciones de la GS 10.13 que son específicas para la fase de preparación de desmantelamiento; contendrá los criterios y los objetivos de calidad aplicables a la totalidad de ESC, trabajos, actividades y servicios relacionados con la seguridad de la central. Se consideran de aplicación la Guía de Seguridad 10.1 (ref. [20]) “Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares” y la norma UNE-73401 “Garantía de Calidad en Instalaciones Nucleares” (ref. [23]).

Los aspectos diferenciadores más significativos entre la fase en explotación y en cese definitivo serán las actividades y las ESC a las que aplican los requisitos establecidos en el MGCP, ya que existen actividades y procesos que son requeridos durante explotación y que no son de aplicabilidad durante el cese definitivo, y que los requisitos a las ESC están graduados en relación con su función de seguridad, que se ve modificada con el cese definitivo de la explotación.

La estructura del MGCP será similar a la existente en el MGC:

1. Introducción y objetivo
2. Declaración de cumplimiento
3. Planificación y gestión del programa
  - a. Programa de Garantía de Calidad
  - b. Organizaciones
  - c. Cualificación, formación, entrenamiento y reentrenamiento del personal
  - d. Control del producto no conforme: control de no conformidades y acciones correctivas
  - e. Control de documentos y registros
4. Control de procesos en cese de explotación
  - a. Control de procesos
  - b. Control de diseño
  - c. Suministro y uso de bienes y servicios
5. Evaluación
  - a. Autoevaluación
  - b. Evaluación independiente

#### B.1.6 Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP)

El Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP) debe establecer las normas y criterios básicos de protección radiológica, los riesgos radiológicos y medios de protección aplicables a las actividades a realizar en la central y la organización y responsabilidades en materia de PR durante el periodo de cese definitivo de la explotación.

Las normas, criterios básicos, y objetivos de protección contra las radiaciones ionizantes durante el cese definitivo de la explotación se mantienen con respecto a la fase de explotación, siendo asimismo de aplicación la Guía de Seguridad 7.6 (ref. [21]) "Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear".

De esta forma el MPRP se desarrollará en base al Manual de Protección Radiológica durante la explotación, adaptando su contenido a los riesgos radiológicos, y fuentes de radiación y contaminación de la central durante el periodo de cese definitivo de la explotación.

Asimismo, se analizará el efecto de la nueva situación de cese definitivo sobre el Programa ALARA (organización, recursos, guías de actuación) y las dosis ocupacionales de la central.

La estructura del MPRP será similar a la existente en el MPR:

1. Introducción, objeto y alcance
2. Generalidades
3. Riesgos radiológicos de la central
4. Clasificación del personal
5. Vigilancia radiológica de la instalación
6. Clasificación de zonas

7. Acceso, permanencia y trabajo en zonas radiológicas
8. Protección contra la radiación y la contaminación
9. Vigilancia de los trabajadores
10. Vigilancia del público
11. Vigilancia y control del material radiactivo
12. Organización y responsabilidades
13. Formación y entrenamiento
14. Programa de optimización
15. Revisiones, inspecciones y auditorías

#### B.1.7 Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG)

El Plan de Gestión de Residuos Radioactivos y Combustible Gastado recoge los criterios y métodos que aseguran que la gestión de los residuos radiactivos que se generan en la instalación, incluyendo los residuos especiales y el combustible gastado almacenado en las piscinas y en los ATI/ATD, así como los residuos de baja y media actividad, es segura y optimizada, considerando los avances de la normativa y de la tecnología.

El contenido del PGRRCG debe ajustarse a la Guía de Seguridad 9.3 (ref. [22]) , contemplando los siguientes aspectos:

- Situación existente en materia de generación y gestión de combustible gastado en la instalación.
- Clasificación de la instalación en zonas de generación de residuos.
- Análisis de la experiencia e identificación de posibles mejoras de gestión.
- Selección, justificación e implantación de nuevas modalidades de gestión.

Para la fase de cese de explotación el PGRRCG debe actualizarse para incluir y/o actualizar la previsión de almacenamiento de combustible gastado y residuos especiales, y las actuaciones, inventarios y corrientes de gestión previstas durante el nuevo periodo de cese definitivo.

De esta forma, se analizarán las actividades de gestión de los materiales residuales con contenido radiactivo, de los residuos radiactivos y del combustible gastado (caracterización, tratamiento, acondicionamiento, desclasificación, almacenamiento) que se van a llevar a cabo durante la fase de cese definitivo para identificar si implican cambios respecto a lo considerado en explotación.

En la situación asociada al cese de explotación todo el combustible nuclear gastado estará almacenado en la piscina o en el ATI/ATD, por lo que, de acuerdo con el Artículo 17 del RSN (ref. [3]), debe asegurarse la recuperabilidad ante cualquier suceso iniciador postulado o sucesos externos o internos previstos en el diseño.

Es importante considerar que, como parte de desarrollo de las actividades preparatorias para el desmantelamiento, se construyan o adapten nuevos edificios o instalaciones destinadas a la gestión o acondicionamiento de residuos radiactivos. Estos deberán contemplarse en la revisión del PGRRCG aplicable durante el nuevo periodo de cese de explotación.

La estructura del nuevo PGRRCG será similar a la existente en la fase de operación:

1. Introducción, objetivo, alcance, referencias...
2. Responsabilidades

3. Desarrollo del Plan de Gestión de Residuos
4. Generación y gestión de los residuos y combustible gastado de la instalación
5. Clasificación de la instalación en zonas de residuos
6. Selección de las líneas de actuación previstas en las modalidades de gestión
7. Ficha descriptiva de los materiales residuales
8. Organización y formación
9. Documentación
10. Requisitos de Garantía de Calidad

## **B.2 DOCUMENTOS COMPLEMENTARIOS DE PARADA**

### **B.2.1 Manual de Requisitos de Operación en Parada (MRP)**

El MRO es un documento que tiene su origen en la relocalización de requisitos realizada en el marco del proceso de transición a las Especificaciones Técnicas Mejoradas, por no cumplir con los criterios de los NUREG-1431 (ref. [32]) y 1434 (ref. [33]) y la Instrucción IS-32 del CSN (ref. [12]).

Para el nuevo MRP se tendrán en cuenta los siguientes criterios:

- Se mantendrán en el MRP los requisitos recogidos en el MRO durante la fase de explotación que sean aplicables a sistemas requeridos para el cumplimiento de una Base de Licencia o que el titular considere que su disponibilidad sigue siendo necesaria por cuestiones operacionales o ALARA durante el periodo de cese de la explotación.
- Se relocalizarán en el MRP los requisitos recogidos en las ETF Mejoradas relacionados con sistemas que dejan de realizar funciones de seguridad en la situación de cese de explotación (y por tanto no cumplen con los criterios de permanencia en las ETP) pero que sean requeridos para el cumplimiento de una Base de Licencia o que el titular considere que su disponibilidad sigue siendo necesaria por cuestiones operacionales o ALARA durante el periodo de cese de la explotación.

La estructura del nuevo MRP será similar a la existente en la fase de operación:

- 1.0 USO Y APLICACIÓN
- 3.0 APLICABILIDAD DE LAS CONDICIONES LIMITATIVAS DE LOS REQUISITOS DE OPERACIÓN (RO) y APLICABILIDAD DE LOS REQUISITOS DE PRUEBA (RP)
- 3.3 INSTRUMENTACIÓN
- 3.7 SISTEMAS DE PLANTA
- 3.8 SISTEMAS DE ENERGÍA ELÉCTRICA
- 5.0 NORMAS ADMINISTRATIVAS

### **B.2.2 Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en Parada (MCDEP)**

El Manual de Cálculo de Dosis al Exterior contiene la metodología y parámetros utilizados en el cálculo de dosis al exterior debido a los efluentes líquidos y gaseosos, y en el cálculo de los puntos de tarado de alarma y disparo de los monitores de efluentes, que garantiza el cumplimiento con los requisitos del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI), y la Directiva 2013/59/EURATOM que establece el uso de información normalizada para la notificación de datos sobre vertidos de centrales nucleares de acuerdo a la Recomendación 2004/2/EURATOM.

La metodología de cálculo se basa en la metodología establecida en la RG 1.109 de US-NRC (ref. [34]).

Asimismo, en los últimos años se ha llevado a cabo proceso de homogeneización de los MCDE de las centrales españolas, habiéndose emitido en 2021 la revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.4 (ref. [17]) del CSN “Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares”, la cual sigue siendo de aplicación para centrales durante el periodo de cese definitivo de explotación.

Las normas, criterios básicos, y objetivos del Programa de Control de Efluentes Radiactivos durante el periodo de cese, desarrollado a través del MCDEP, se mantienen con respecto a la fase de explotación, siendo asimismo de aplicación la revisión 1 de la GS 1.4 del CSN.

De esta forma el MCDEP se desarrollará tomando como base el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior durante la explotación, adaptando el programa de muestreo y análisis a las vías de exposición por efluentes líquidos y gaseosos, teniendo en cuenta la ausencia de aquellos radionucleidos que están ligados a la explotación de la instalación y la aparición de aquellos asociados a las nuevas actividades preparatorias para el desmantelamiento.

Derivado de la elaboración del MCDEP, se actualizará el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) para revisar las listas de radionucleidos de interés y puntos y frecuencia de muestreo de los programas de vigilancia y muestreo, así como del cálculo de dosis, debido al tiempo transcurrido desde el cese definitivo de la explotación.

La estructura del nuevo MCDEP será similar a la existente en la fase de operación:

1. Introducción y definiciones
2. Programa de control de efluentes radiactivos (líquidos y gaseosos)
3. Vías de emisión (efluentes líquidos y gaseosos)
4. Cálculo de dosis al exterior (efluentes líquidos y gaseosos)
5. Programa de vigilancia radiológica ambiental
  - a. Programa de vigilancia
  - b. Censo del uso de la tierra y el agua
  - c. Programa de control de calidad analítico
6. Relación de procedimientos

### **ANEXO C: CONSIDERACIONES PARA EL PERIODO TRANSITORIO ENTRE LOS CESES DE EXPLOTACIÓN EN EMPLAZAMIENTOS CON DOS UNIDADES.**

En el caso de emplazamientos con más de una unidad y fechas de cese de explotación diferentes, deben tenerse en cuenta una serie de aspectos durante el período transitorio en el que una unidad estará en situación de cese de explotación mientras la otra continuaría en operación comercial, destacando los siguientes:

- Disponibilidad de sistemas comunes necesarios para la operación de la unidad en operación comercial.
- Impacto del estado de aquellos equipos de la unidad que se encuentra en cese y a los que se da crédito en el APS de la unidad en operación comercial.
- Tratamiento de documentos comunes a ambas unidades.

De especial interés resulta este último punto, ya que, en el caso de existir documentos comunes, principalmente DOE, deberían editarse revisiones transitorias para este período, como paso previo a la edición final de los DOP (Documentos Oficiales de Parada) aplicables a todas las unidades del emplazamiento una vez hayan cesado su operación.

Este podría ser el caso, para determinados emplazamientos, del RF (Reglamento de Funcionamiento), el MGC (Manual de Garantía de Calidad), el MPR (Manual de Protección Radiológica), el PGRRCG (Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado) o el PEI (Plan de Emergencia Interior).

En el caso del Estudio de Seguridad, si éste fuera un documento común, seguiría aplicando el EFS (Estudio Final de Seguridad) a la unidad en operación comercial, mientras el ESP (Estudio de Seguridad en Parada) aplicaría a la unidad en cese de explotación, y posteriormente a ambas unidades una vez entre en cese de explotación la segunda unidad. Las revisiones aplicables de ambos documentos (EFS y ESP) deben considerar adecuadamente las interfases entre Unidades.

De forma similar, esta circunstancia podría aplicar para determinados documentos complementarios.



**Grupo AD-HOC (CSN, ENRESA, SECTOR) para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la Transferencia de Titularidad**

**GRUPO DE TRABAJO Nº1**

**Normativa, Análisis de Accidentes, Bases de Licencia y de Diseño y Documentos Oficiales de Explotación para la Fase Post-operacional**

**GTDCEX/GT1/02**

**ANÁLISIS DE LA NORMATIVA APLICABLE DURANTE EL CESE DE EXPLOTACIÓN**

Revisión 0

05/01/25

Por el CSN:	Por ENRESA:	Por el Sector:
Fdo.:	Fdo.:	Fdo.:

## ANÁLISIS DE LA NORMATIVA DURANTE EL CESE DE EXPLOTACIÓN

<b>1.</b>	<b>OBJETO .....</b>	<b>3</b>
<b>2.</b>	<b>ALCANCE .....</b>	<b>3</b>
<b>3.</b>	<b>IDENTIFICACIÓN DE LA NORMATIVA APLICABLE EN SITUACIÓN DE CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN.....</b>	<b>4</b>
3.1	Análisis de la aplicabilidad de la normativa.....	4
3.2	Listado de normativa aplicable en situación de cese .....	5
3.2.1	Instrucciones del CSN (IS) .....	5
3.2.2	Guías de Seguridad del CSN.....	7
3.2.3	Apartados del 10CFR50 y 10CFR100 y otros capítulos del 10CFR.....	10
<b>4.</b>	<b>CRITERIOS DE ANÁLISIS/CRIBADO DE LAS BASES DE LICENCIA VIGENTES (BLL) PARA LA SITUACIÓN DE CESE DEFINITIVO DE LA EXPLOTACIÓN .....</b>	<b>11</b>
<b>5.</b>	<b>REFERENCIAS .....</b>	<b>12</b>
<b>ANEXO A: ANÁLISIS DE INSTRUCCIONES DEL CSN (IS).....</b>		<b>13</b>
<b>ANEXO B: ANÁLISIS DE LAS GUÍAS DE SEGURIDAD DEL CSN (GS) .....</b>		<b>21</b>
<b>ANEXO C: ANÁLISIS DE LOS APARTADOS DEL 10CFR50 Y 10CFR100.....</b>		<b>35</b>

## 1. OBJETO

El objeto de este documento es recopilar el análisis realizado de la normativa nuclear aplicable en la situación de cese definitivo de explotación (DCEX) del parque de CCNN españolas, incluidos sus ATI, para:

- Identificar la principal normativa (Instrucciones del CSN (IS), Guías de Seguridad del CSN (GS), apartados del 10CFR50 y del 10CFR100 y otros capítulos del 10CFR (\*)) aplicable en la situación de cese definitivo de explotación.

*(\*): la normativa especificada en los 10CFR50 y 10CFR100 y en otros capítulos del 10CFR e identificada como aplicable, será de aplicación para las centrales españolas cuyo país origen de proyecto es Estados Unidos. En el caso de C.N. Trillo, cuyo origen de diseño es Alemania, se deberán analizar los requisitos equivalentes. El presente documento no contempla este análisis específico para C.N. Trillo, el cual deberá realizarse de forma previa a la Declaración de cese.*

- Establecer los criterios generales para el análisis y cribado de las Bases de Licencia (BLL) vigentes en las centrales nucleares que permitan adaptarlas a la situación de cese definitivo de explotación, así como para la identificación de posibles nuevas BLL aplicables.
- Servir de documento de referencia para la elaboración de la documentación a presentar por los titulares en el marco de la DCEX, en relación con las bases de licencia.

El análisis de la normativa nuclear aplicable a la situación de cese contenido en el presente documento es una aproximación general válida para las CCNN españolas, si bien cada central podrá justificar su aplicabilidad de forma individual realizando el correspondiente análisis específico.

Se entiende este documento como una referencia válida para los titulares y para el CSN, siendo este organismo el que determinará, a través del instrumento regulador que considere adecuado, durante la fase evaluación previa a la declaración de cese, cual es la normativa que forma parte de las BLL de las centrales durante el cese definitivo de explotación.

Este documento se ha desarrollado en el marco del Grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad (ref. [1]). En concreto, constituye el entregable asociado a la línea de trabajo 2 (Normativa) del Grupo de Trabajo 1 (GT1) de Normativa, Análisis de Accidentes, Bases de Licencia y de Diseño y Documentos Oficiales de Explotación para la Fase Post-operacional (ref. [2]).

Lo establecido en este documento no sustituye el proceso de licenciamiento asociado al cese de una planta específica, de cuyo resultado se obtengan las BLL aplicables, junto con sus límites y condiciones de aplicabilidad.

## 2. ALCANCE

El presente informe comprende dos partes diferenciadas:

- Parte 1: Identificación de normativa aplicable en la situación de cese definitivo.
- Parte 2: Definición de los criterios generales de análisis y cribado de las bases de licencia vigentes en operación para su adaptación a la situación de cese definitivo.

En la Parte 1, de identificación de la normativa aplicable a la situación de cese, el alcance del análisis se ha circunscrito a:

- Instrucciones del Consejo (IS)
- Guías de Seguridad (GS)

- Apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100.

Se ha analizado también la aplicabilidad, de forma genérica, de los 10 CFR 20, 10 CFR 21, 10 CFR 71 y 10 CFR 72. El análisis específico de la aplicabilidad de los diferentes apartados de estos capítulos del 10CFR se incluirá en el análisis y cribado de las BBL de cada central para la situación de cese definitivo.

No se ha incluido en el alcance de este análisis la normativa básica nacional, leyes, reales decretos y órdenes ministeriales, ya que se considera que componen el ordenamiento jurídico nuclear nacional y son de aplicación a las CCNN durante todas las fases operativas de las mismas.

En la Parte 2, de establecimiento de los criterios generales para la adaptación de las bases de licencia de las CCNN españolas a la situación de cese definitivo de explotación, se deberá partir de las bases de licencia vigentes en cada CCNN aplicables en la situación anterior a la declaración de cese.

### **3. IDENTIFICACIÓN DE LA NORMATIVA APLICABLE EN SITUACIÓN DE CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN**

#### **3.1 Análisis de la aplicabilidad de la normativa**

El proceso seguido para la identificación de la normativa aplicable en situación de cese definitivo (Parte 1) es la siguiente:

- Se parte de la totalidad de las Instrucciones del Consejo (IS) y Guías de Seguridad (GS) emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear, y apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100.
- Para cada tipo de norma (IS, GS, apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100) se evalúan el objeto y ámbito de aplicación definido en dicha norma y los requisitos establecidos:
  - Se considera que la norma es aplicable en condición de cese definitivo, si se entiende que el ámbito de aplicación definido incluye dicha condición de cese o cuando al menos un requisito de la misma sea aplicable a dicha condición. En caso de que la aplicación del documento no sea total, en los anexos a este entregable se indicarán los requisitos aplicables.
  - Se considera que la norma no es aplicable en condición de cese definitivo, cuando:
    - Existe normativa específica equivalente aplicable en el periodo de cese que se considera más adecuada.
    - Se trata de normativa que no es aplicable en la fase de operación, salvo que contenga requisitos específicos de cese, en cuyo caso se valorará su aplicabilidad de forma individual.
    - Ninguno de los requisitos de la norma es de aplicación en situación de cese o el cese está excluido explícitamente del ámbito de aplicación.
  - En el análisis de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 se han considerado los mismos criterios utilizados en las ITC emitidas por el CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100: el apartado correspondiente no se considera aplicable si existe una norma nacional relativa a esa materia que se impone sobre la extranjera, o es únicamente aplicable en EEUU.

La aplicabilidad de los diferentes apartados de otros capítulos del 10CFR incluidos en las BBLL de la central en operación, se analizará dentro del proceso de cribado de las BBLL para la situación de cese.

- El análisis realizado se presenta en una Tabla para cada uno de los tres tipos de documentos (IS; GS; apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 y otros capítulos del 10CFR). Estas tablas se estructuran en tres columnas:
  - Título: en la que se identifica el documento (título de la IS, título de la GS o título, capítulo y sección del CFR objeto de análisis)
  - Aplicable al cese: se especifica si el documento se considera aplicable o no a la situación de cese definitivo (SI/NO).
  - Comentarios: se indica el objeto o ámbito de aplicación y se incluye una breve justificación de su aplicabilidad o no. En los casos en los que existe alguna duda, se explica la interpretación y se añaden los comentarios aclaratorios que se consideran relevantes para justificar la aplicabilidad o no.

El proceso de análisis y cribado de las Instrucciones del Consejo (IS) se presenta en el **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.**, el de las Guías de Seguridad (GS) en el ANEXO B y el de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 y otros capítulos del 10 CFR, en el ANEXO 3.

### **3.2 Listado de normativa aplicable en situación de cese**

Una vez realizado el proceso descrito en el apartado 3.1 de análisis de aplicabilidad y cribado de la normativa/ documentación y documentado en los anexos, a continuación, se presenta una propuesta de las Instrucciones del Consejo (IS), Guías de Seguridad (GS) del CSN y apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 que se consideran aplicables en la situación de cese definitivo de las CCNN españolas.

#### **3.2.1 Instrucciones del CSN (IS)**

Se considera que las siguientes Instrucciones del Consejo (IS) aplican a la situación de cese:

- IS-01, por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/1997.
- IS-03, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes.
- IS-04, por la que se regulan las transferencias, archivo y custodia de los documentos relativos a la protección radiológica en centrales nucleares con objeto de su desmantelamiento y clausura.
- IS-06, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica, básico y específico regulados en el RD 413/1997, en el ámbito de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible.
- IS-08, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, el asesoramiento específico en protección radiológica.

- IS-09, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.
- IS-10 Rev. 2, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.
- IS-11 Rev. 1<sup>1</sup>, sobre las licencias de personal de operación de centrales nucleares.
- IS-12, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares.
- IS-14, sobre la Inspección Residente del CSN en centrales nucleares.
- IS-15 Rev.1, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.
- IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.
- IS-20, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.
- IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.
- IS-22 Rev. 1<sup>2</sup>, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares.
- IS-23<sup>2</sup>, sobre inspección en servicio de centrales nucleares.
- IS-24, por la que se regulan el archivo y los periodos de retención de los documentos y registros de las instalaciones nucleares.
- IS-25, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.
- IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.
- IS-27 Rev. 1, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.
- IS-29, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.
- IS-30 Rev. 2, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.

---

<sup>1</sup> En el entregable GTDCEX/GT3/01 se han incluido criterios específicos para la adaptación de la IS-11 para centrales en cese definitivo de explotación.

<sup>2</sup> De acuerdo con la experiencia de C.N. Santa Maria de Garoña, podría considerarse que deja de ser aplicable, si el titular incorpora en sus bases de licencia en situación de cese el compromiso de implantar determinadas actividades relacionadas.

En cualquier caso, durante la evaluación de la documentación soporte para la declaración de cese se concluirá si es o no BL y en qué términos.

- IS-31, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.
- IS-32, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares.
- IS-34, sobre criterios en relación con las medidas de protección radiológica, comunicación de no conformidades, disponibilidad de personas y medios en emergencias y vigilancia de la carga en el transporte de material radiactivo.
- IS-35, en relación con el tratamiento de las modificaciones de diseño de bultos de transporte de material radiactivo con certificado de aprobación de origen español y de las modificaciones físicas o de operación que realice el remitente de un bulto sobre los embalajes que utilice.
- IS-36, sobre Procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares.
- IS-37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.
- IS-38, sobre la formación de las personas que intervienen en los transportes de material radiactivo por carretera.
- IS-39, en relación con el control y seguimiento de la fabricación de embalajes para el transporte de material radiactivo.
- IS-42, criterios de notificación al Consejo de sucesos en el transporte de material radiactivo.
- IS-43, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos relativos a la seguridad física por parte de las centrales nucleares.
- IS-44, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de las instalaciones nucleares.
- IS-45, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prever su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre.
- IS-46, sobre seguridad física durante el transporte de materiales nucleares y fuentes radiactivas.

### 3.2.2 Guías de Seguridad del CSN

Se considera que las siguientes Guías de Seguridad (GS) del CSN aplican a la situación de cese:

#### **1. REACTORES A POTENCIA Y CENTRALES NUCLEARES**

- GS 01-01, Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.
- GS 01-02, Modelo dosimétrico en emergencia nuclear.
- GS 01-03 Rev. 2, Planificación de la gestión de emergencias de instalaciones nucleares y su respuesta.
- GS 01-04 Rev. 1, Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares.
- GS 01-06, Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación.

- GS 01-07 Rev. 2, Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares.
- GS 01-09 Rev. 2, Preparación ante emergencias en las instalaciones nucleares y documentación de su sistema de gestión.
- GS 01-11, Modificaciones de diseño en centrales nucleares.
- GS 01-12, Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares.
- GS 01-13, Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares.
- GS 01-14 Rev. 1, Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad.
- GS 01-15, Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad.
- GS 01-17, Aplicación de técnicas informadas por el riesgo a la inspección en servicio (ISI) de tuberías.
- GS 01-18, Medida de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.
- GS 01-19, Requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.

#### **4. VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL**

- GS 04-01, Diseño y desarrollo de Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares.

#### **5. INSTALACIONES Y APARATOS RADIATIVOS**

- GS 05-03 Rev. 1, Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas.

#### **6. TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS**

- GS 06-01, Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.
- GS 06-02, Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos.
- GS 06-03 Rev. 1, Guía de ayuda para la elaboración de las disposiciones a tomar en caso de emergencia aplicables al transporte de materiales radiactivos por carretera.
- GS 06-05, Guía de ayuda para la aplicación de los requisitos reglamentarios sobre transporte de material radiactivo.
- GS 06-06, Elaboración de la documentación de cumplimiento de los requisitos reglamentarios de los bultos de transporte de material radiactivo no sujetos a aprobación.

#### **7. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA**

- GS 07-01 Rev. 1, Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal.
- GS 07-03 Rev. 1, Bases para el establecimiento de los servicios y unidades técnicas de protección radiológica.

- GS 07-05 Rev. 1, Actuaciones a seguir en el caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico.
- GS 07-06 Rev. 1, Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear.
- GS 07-09, Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares.

## 8. PROTECCIÓN FÍSICA

- GS 08-01, Protección física de los materiales nucleares en instalaciones nucleares y en instalaciones radiactivas.
- GS 08-02, Elaboración, contenido y formato de los planes de protección física de las instalaciones y los materiales nucleares.

## 9. GESTIÓN DE RESIDUOS

- GS 09-01, Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.
- GS 09-03, Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares.

## 10. VARIOS

- GS 10-01 Rev. 2, Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares.
- GS 10-02 Rev. 1, Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares.
- GS 10-03 Rev. 1, Auditorías de garantía de calidad.
- GS 10-05 Rev. 1, Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares.
- GS 10-06 Rev. 1, Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.
- GS 10-07 Rev. 1, Garantía de calidad de instalaciones nucleares en explotación.
- GS 10-08 Rev. 1, Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares.
- GS 10-09, Garantía de Calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares.
- GS 10-10 Rev. 1, Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos.
- GS 10-13, Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.

Las Guías de Seguridad anteriores son aplicables con carácter general a la situación de cese de explotación de las CCNN españolas. Sin embargo, cada central podrá justificar, de forma particular, la inclusión o no de éstas en sus BBLL, realizando el correspondiente análisis. Como criterio general, no se incluirán en las BBLL aplicable a la situación de cese definitivo aquellas Guías de Seguridad que no eran aplicables en operación (o que no estaban requeridas como BL), salvo que introduzcan

requisitos específicos para el cese que hagan conveniente analizar su aplicabilidad, de forma global o individual para determinados apartados.

### 3.2.3 Apartados del 10CFR50 y 10CFR100 y otros capítulos del 10CFR

Se considera que los siguientes apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 aplican a la situación de cese:

- 10CFR50.2, *Definitions*
- 10CFR50.34.b, *Contents of applications; technical information. Final safety analysis report*
- 10CFR50.34a.c, *Design objectives for equipment to control releases of radioactive material in effluents-nuclear power reactors. Application for an operating license*
- 10CFR50.36, *Technical specifications.*
- 10CFR50.36a, *Technical specifications on effluents from nuclear power reactors.*
- 10CFR50.55a, *Codes and standards.*
- 10CFR50.67, *Accident Source Term.*
- 10CFR50.68, *Criticality accident requirements.*
- 10CFR50.App. B, *Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.*
- 10CFR50.App. I, *Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion "As Low as is Reasonably Achievable" for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents.*
- 10CFR100.3, *Definitions.*
- 10CFR100.10, *Factors to be considered when evaluating sites.*
- 10CFR100.11, *Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance.*
- 10CFR100App. A, *Seismic and Geologic Siting Criteria for Nuclear Power Plants.*

Asimismo, se considera que los siguientes capítulos del 10CFR son aplicables, de forma genérica, en la situación de cese definitivo:

- 10CFR20, *Standards for protection against radiation.*
- 10CFR21, *Reporting of defects and noncompliance.*
- 10CFR71, *Packaging and transportation of radioactive material.*
- 10CFR72, *Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class C waste.*

Como ya se ha indicado, el análisis específico de la aplicabilidad de los diferentes apartados de estos y otros capítulos del 10CFR incluidos en las BBLL en operación formará parte del proceso de cribado de las BBLL de cada central para la situación de cese.

Adicionalmente, en el caso de C.N. Trillo, de diseño alemán, se analizarán los requisitos equivalentes (contenido y nivel) contenidos en la legislación federal alemana, como los requisitos emitidos por el Ministerio Federal Alemán de Medioambiente, Protección de la Naturaleza, Seguridad Nuclear y

Protección al Consumidor (BMUV), para identificar aquellos aplicables a la situación de cese definitivo.

#### 4. CRITERIOS DE ANÁLISIS/CRIBADO DE LAS BASES DE LICENCIA VIGENTES (BLL) PARA LA SITUACIÓN DE CESE DEFINITIVO DE LA EXPLOTACIÓN

Se entiende por Bases de Licencia<sup>3</sup> el conjunto de requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica de obligado cumplimiento, compromisos reguladores y exenciones derivados tanto de la normativa inicial como de la normativa incorporada con posterioridad. Las bases de licencia están recogidas en los documentos oficiales de explotación de la central, en las condiciones asociadas a la aprobación de los mismos y a la Autorización de Explotación, en las Instrucciones del CSN y otros documentos de carácter vinculante para la instalación, así como en los compromisos del titular de la instalación para asegurar el cumplimiento con las bases de diseño y licencia de los sistemas de seguridad (incluyendo las modificaciones realizadas).

Las bases de licencia deben mantenerse actualizadas, incorporando las nuevas aplicables y eliminando aquellas que puedan dejar de serlo.

Para el establecimiento de la reglamentación y normativa que constituya el marco normativo aplicable a considerar durante la situación de cese definitivo de explotación debe analizarse la normativa existente con el alcance y los criterios adecuados, realizando un cribado de las bases de licencia vigentes en la fase de explotación e identificándose posibles nuevos requisitos a tener en cuenta.

Como actividad previa al análisis del marco normativo aplicable, se debe definir claramente la configuración prevista de la central en situación de cese definitivo, principalmente en lo que respecta a la configuración del combustible (almacenamiento en piscinas de combustible gastado, almacenamiento en seco en contenedores de combustible, etc.), así como los procesos y actividades que se llevarán a cabo durante este período (mantenimiento del combustible en condiciones seguras, carga de contenedores de combustible gastado, gestión de residuos operacionales, realización de actividades preparatorias del desmantelamiento...). Dicha configuración de la central en situación de cese definitivo constituye el contexto de referencia para la evaluación de la aplicabilidad o no de los requisitos recogidos en la normativa/ documentación analizada.

Los criterios para determinar si los requisitos recogidos en una norma son aplicables al periodo de cese de explotación deben contemplar los siguientes aspectos:

- Como se ha indicado, los requisitos recogidos en la Legislación española vigente (Leyes, Reales Decretos y Órdenes Ministeriales) son, en general, aplicables a las instalaciones nucleares durante todas las fases operativas de las mismas. La aplicabilidad de los requisitos recogidos en las Instrucciones del CSN (IS), Guías de Seguridad (GS) y apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 se determina según los criterios recogidos en el apartado 3.1.
- Requisitos recogidos en las Autorizaciones de Explotación pasadas y otras autorizaciones ministeriales. Se analizará su aplicabilidad para cribar los requisitos vigentes que no recojan ningún aspecto asociado al cese (ver apartados siguientes).
- Requisitos aplicables a Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) en función de cómo vaya a quedar recogidas en los Documentos Oficiales de Parada (DOP).

<sup>3</sup> En todo caso, conforme a las definiciones incluidas en la IS-32 y Reglamento de Seguridad Nuclear.

- Requisitos aplicables a futuras modificaciones de diseño (MD) relacionadas con Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) cuyo funcionamiento es requerido durante el periodo de cese de explotación (para aquellas Bases de Licencia aplicables a ESC importantes para la seguridad, su aplicabilidad se adaptará a la nueva clasificación de seguridad).
- Requisitos aplicables a los Análisis de Accidentes deterministas incluidos en el ESP, APS en situación de cese o análisis de riesgos (inundaciones e incendios) que son de aplicación durante el periodo de cese de explotación.
- Requisitos aplicables a programas y procesos que son de aplicación durante el periodo de cese de explotación (para aquellas Bases de Licencia aplicables a Estructuras, Sistemas y Componentes importantes para la seguridad durante el cese de explotación, su aplicabilidad se adaptará a la nueva clasificación de seguridad).

Los requisitos anteriores se complementarán con los criterios de diseño de origen y otros requisitos de normas citadas explícitamente en los Documentos Oficiales de Parada (DOP).

Estos criterios se consideran para establecer la aplicabilidad de requisitos vigentes en la fase de explotación

Se debe considerar también de interés recabar otras referencias que sean de utilidad (p.e. NUREG), sin que ello suponga su consideración como BBLL.

En esta propuesta de metodología y proceso de análisis de la normativa aplicable durante el cese se ha tenido en cuenta la experiencia previa del cese de CCNN en España, especialmente de C.N. Santa María de Garoña (refs. [3], [4]).

De acuerdo con estos criterios se llevará a cabo el cribado de las Bases de Licencia (BBLL) vigentes con anterioridad al cese de explotación de la central, con el objetivo de identificar aquellos requisitos que ya no serán aplicables a la instalación como consecuencia de la finalización de la operación comercial y el inicio de la fase de cese de explotación, así como aquellos que permanecerían en las Bases de Licencia.

## 5. REFERENCIAS

- [1] Términos de referencia. Grupo de Trabajo 1 (GT1) sobre normativa, análisis de accidentes, bases de licencia y de diseño y documentos oficiales de explotación para la fase post-operacional (Grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [2] Notas de Reunión Grupo de Trabajo Nº1 Normativa, Análisis de Accidentes, Bases de Licencia y de Diseño y Documentos Oficiales de Explotación para la Fase Post-operacional (Grupo CSN-ENRESA-Sector para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [3] Informe de evaluación del CSN para analizar la aplicabilidad como bases de licencia de las Instrucciones del Consejo (IS) y de los apartados del 10CFR50 y 10CFR100 en la situación de cese definitivo de explotación de la Central Nuclear de Santa María de Garoña.
- [4] CSN/ITC/SG/SMG/18/02. Instrucción Técnica Complementaria sobre la aplicabilidad de las Instrucciones del Consejo (IS) y de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100 identificados en la ITC de ref. CNSMG/SMG/SG/08/39 en la situación de cese definitivo de explotación de la C.N. Santa María de Garoña.

**ANEXO A: ANÁLISIS DE INSTRUCCIONES DEL CSN (IS)**

El Consejo de Seguridad Nuclear ha elaborado un total de 46 Instrucciones, normas técnicas en materia de Seguridad Nuclear o Protección Radiológica que pasan a integrarse en el ordenamiento jurídico una vez son publicadas en el Boletín Oficial del Estado (BOE).

Se ha llevado a cabo un análisis de la aplicabilidad de todas las IS emitidas por el CSN (<https://www.csn.es/instrucciones-tecnicas-is>)

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<i>IS-01, por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/1997.</i>	<b>SI</b>	De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<i>IS-02 Rev. 1, sobre la documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (PWR y BWR).</i>	<b>NO</b>	Aplica exclusivamente a actividades de recarga. No aplicable a la fase de cese de explotación al no realizarse actividades de recarga.
<i>IS-03, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes.</i>	<b>SI</b>	De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<i>IS-04, por la que se regulan las transferencias, archivo y custodia de los documentos relativos a la protección radiológica en centrales nucleares con objeto de su desmantelamiento y clausura.</i>	<b>SI</b>	Tiene por objeto regular el archivo y custodia de los documentos y registros requeridos, con carácter previo a la transferencia de titularidad de las centrales nucleares que se efectúe con objeto de su desmantelamiento y clausura. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<i>IS-05, en la que se definen los valores de exención para nucleídos según se establece en las tablas A y B del anexo I del Real Decreto 1836/1999.</i>	<b>NO</b>	Indica los límites de exención de nucleídos que permiten no considerar una instalación como radiactiva.
<i>IS-06, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica, básico y específico regulados en el RD 413/1997, en el ámbito de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible.</i>	<b>SI</b>	De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<i>IS-07, sobre los campos de aplicación de licencias de personal de instalaciones radiactivas.</i>	<b>NO</b>	Aplica exclusivamente a instalaciones radiactivas.
<i>IS-08, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, el asesoramiento específico en protección radiológica.</i>	<b>SI</b>	Se indica en su disposición transitoria única que no afecta a los Servicios de Protección Radiológica autorizados con anterioridad a su publicación (27 julio 2005). Si era aplicable en fase de explotación (dependiendo de la fecha de autorización del Servicio de PR), debe seguir siendo aplicable en cese en cada central.
<i>IS-09, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.</i>	<b>SI</b>	De aplicación a todas las instalaciones, actividades y materiales incluidos en el RD 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<i>IS-10 Rev.2, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.</i>	<b>SI</b>	De aplicación a los titulares de la autorización de explotación de centrales nucleares. El CSN considera que las condiciones y requisitos que se impongan al titular en relación al cese de actividad encuentran su justificación en el ámbito de la autorización de explotación (ref. [3]). Por tanto, esta IS debe seguir siendo aplicable en cese, si bien su alcance se debe circunscribir a la condición operativa de cese definitivo.
<i>IS-11 Rev. 1, sobre las licencias de personal de operación de centrales nucleares.</i>	<b>SI</b>	Es de aplicación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento de la central nuclear. Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese. En el entregable GTDCEX/GT3/01 se han incluido criterios específicos para la adaptación de la IS-11 para centrales en cese definitivo de explotación.
<i>IS-12, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares.</i>	<b>SI</b>	De aplicación a los titulares de centrales nucleares como responsables de la cualificación necesaria del personal que, al ejercer sus funciones, pueda afectar a la seguridad nuclear y protección radiológica de la central, directa o indirectamente. Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese.
<i>IS-13, sobre criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares.</i>	<b>NO</b>	Aplicable a los emplazamientos de las instalaciones nucleares que disponen de autorización de desmantelamiento.
<i>IS-14, sobre la Inspección Residente del CSN en centrales nucleares.</i>	<b>SI</b>	Su ámbito de aplicación es el de las CCNN en operación y aquellas en situación de parada definitiva antes de iniciar los trabajos de desmantelamiento.
<i>IS-15 Rev.1, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.</i>	<b>SI</b>	Se indica que los requisitos establecidos en la misma son aplicables a todas las condiciones de operación de una central nuclear, así como a centrales nucleares en periodo de cese de explotación hasta el inicio de la fase de desmantelamiento.
<i>IS-16, por la que se regulan los periodos de tiempo que deberán quedar archivados los documentos y registros de las instalaciones radiactivas.</i>	<b>NO</b>	Es de aplicación a instalaciones radiactivas.
<i>IS-17, sobre la homologación de cursos o programas de formación para el personal que dirija el funcionamiento u opere los equipos en las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico y acreditación del personal de dichas instalaciones.</i>	<b>NO</b>	De aplicación a instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>IS-18, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones radiactivas, la notificación de sucesos e incidentes radiológicos.</i></b>	<b>NO</b>	Es de aplicación a las instalaciones radiactivas en funcionamiento.
<b><i>IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a las instalaciones nucleares a lo largo de toda su vida.
<b><i>IS-20, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.</i></b>	<b>SI</b>	Es de aplicación, entre otros, al titular de la instalación donde se utilice un contenedor de almacenamiento de combustible gastado. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a los titulares de las CCNN, en el ámbito de las modificaciones en el diseño, en las condiciones de explotación y en la realización de pruebas que pudieran afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica. Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-22 Rev. 1, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Los requisitos de la IS son aplicables en todas las condiciones de operación de una central nuclear, por lo que se podría interpretar que no aplica al cese. No obstante, la IS-22 es la única norma que regula la gestión del envejecimiento y la IS-15, que sí es aplicable en la situación de cese, requiere el establecimiento de un programa de gestión de vida o de mantenimiento de estructuras, es decir, disponer de algún programa que mantenga la vigilancia o el control de las ESC que garanticen la función de seguridad en dicha situación. Por tanto, se considera conveniente seguir aplicando la IS-22, adaptada en su alcance a la situación de la planta.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>IS-23, sobre inspección en servicio de centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	<p>Los requisitos de la IS son aplicables a todas las centrales nucleares durante toda su vida de operación. Por tanto, se podría interpretar que no aplica una vez finalizada la fase de explotación.</p> <p>No obstante, la IS-23 es la única norma que regula las actividades sobre la Inspección en Servicio (ISI) y se considera conveniente mantener un programa ISI para los equipos y componentes que en operación son vigilados de acuerdo a los requisitos de ASME XI y ASME OM.</p> <p>Por tanto, se considera conveniente seguir aplicando la IS-23, con el alcance de la instrumentación aplicable al cese (y su calificación ambiental) y las condiciones ambientales que le aplican.</p>
<b><i>IS-24, por la que se regulan el archivo y los periodos de retención de los documentos y registros de las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	<p>Aplica a los documentos y registros que deben conservarse durante las distintas fases de estudio del emplazamiento, proyecto, construcción, explotación y desmantelamiento de una instalación nuclear. Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese.</p>
<b><i>IS-25, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	<p>En el alcance de los APS objeto de la IS se menciona explícitamente la piscina de combustible gastado como un caso concreto de análisis. Por tanto, se considera que debe seguir siendo aplicable en cese, si bien la aplicabilidad de cada uno de los artículos de la IS-25 se debe considerar bajo la actual condición operativa de la planta.</p> <p>Se considera oportuno seguir aplicándola con matizaciones a acordar con el CSN. Alcance limitado a APSOF (combustible en piscina y ATI).</p>
<b><i>IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	<p>Aplica a las instalaciones nucleares durante todo su ciclo de vida y se indica explícitamente que el ciclo de vida de la instalación nuclear incluye la parada tras la explotación.</p> <p>Debe seguir siendo aplicable en cese con el alcance que corresponde a dicha situación.</p>
<b><i>IS-27 Rev. 1, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	<p>De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.</p>

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>IS-28, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable exclusivamente a instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría.
<b><i>IS-29, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a las instalaciones nucleares de almacenamiento temporal de combustible gastado y de residuos de alta actividad (se excluyen las piscinas de almacenamiento de las centrales nucleares, por tratarse de un sistema propio y necesario para la operación de la misma).
<b><i>IS-30 Rev. 2, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplicable a los titulares de todas las centrales nucleares españolas con autorización de explotación. El CSN considera que las condiciones y requisitos que se impongan al titular en relación al cese de actividad encuentran su justificación en el ámbito de la autorización de explotación (ref. [3]). Por tanto, en principio, esta IS debe seguir siendo aplicable en cese. Podría considerarse que la IS-30 sigue siendo aplicable en situación de cese, o, para adaptarse a dicha situación, aplicarse alternativamente, el 10 CFR 50.48f y la RG-1.191.
<b><i>IS-31, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Es aplicable a las instalaciones nucleares que se encuentren en explotación o en desmantelamiento. Por tanto, debe seguir siendo igualmente aplicable en cese.
<b><i>IS-32, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a los titulares de las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo igualmente aplicable en cese.
<b><i>IS-33, criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable solo a aquellas actividades listadas en el propio anexo de la IS en las que existan fuentes naturales de radiación (no hay ninguna relacionada con el ciclo de combustible nuclear).
<b><i>IS-34, sobre criterios en relación con las medidas de protección radiológica, comunicación de no conformidades, disponibilidad de personas y medios en emergencias y vigilancia de la carga en el transporte de material radiactivo.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a las actuaciones a seguir en las actividades relacionadas con el transporte de material radiactivo. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>IS-35, en relación con el tratamiento de las modificaciones de diseño de bultos de transporte de material radiactivo con certificado de aprobación de origen español y de las modificaciones físicas o de operación que realice el remitente de un bulto sobre los embalajes que utilice.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a los solicitantes de las aprobaciones de diseño de bulto y de sus modificaciones, así como a los remitentes de bultos radiactivos, independientemente de que estos tengan que disponer de certificado de aprobación de diseño. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo igualmente aplicable en cese.
<b><i>IS-36, sobre Procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a los titulares de las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas. Aplicable en cese de explotación mientras se almacene combustible en piscina. El CSN considera que las condiciones y requisitos que se impongan al titular en relación al cese de actividad encuentran su justificación en el ámbito de la autorización de explotación (ref. [3]). Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese, si bien su alcance se debe circunscribir a dicha condición operativa.
<b><i>IS-37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a los titulares de autorizaciones de construcción y de explotación de centrales nucleares. Aplicable en cese de explotación mientras se almacene combustible en piscina. El CSN considera que las condiciones y requisitos que se impongan al titular en relación al cese de actividad encuentran su justificación en el ámbito de la autorización de explotación (ref. [3]). Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese, si bien su alcance se debe circunscribir a dicha condición operativa.
<b><i>IS-38, sobre la formación de las personas que intervienen en los transportes de material radiactivo por carretera.</i></b>	<b>SI</b>	Aplica a las CCNN como cargadores de material radiactivo. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo igualmente aplicable en cese.
<b><i>IS-39, en relación con el control y seguimiento de la fabricación de embalajes para el transporte de material radiactivo.</i></b>	<b>SI</b>	En el ámbito de aplicación se incluyen los expedidores de bultos radiactivos. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-40, sobre documentación que debe aportarse en apoyo a la solicitud de autorización para la comercialización o asistencia técnica de aparatos, equipos y accesorios que incorporen material radiactivo o sean generadores de radiaciones ionizantes.</i></b>	<b>NO</b>	No aplica a centrales nucleares.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>IS-41, por la que se aprueban los requisitos sobre protección física de fuentes radiactivas.</i></b>	<b>NO</b>	Va dirigida a titulares de instalaciones radiactivas. Se indica explícitamente que no será de aplicación a las fuentes radiactivas ubicadas en las áreas protegidas de centrales nucleares.
<b><i>IS-42, criterios de notificación al Consejo de sucesos en el transporte de material radiactivo.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-43, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos relativos a la seguridad física por parte de las centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Sus requisitos son de aplicación a los titulares de centrales nucleares, en operación o en parada mientras almacenen combustible nuclear. Por tanto, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-44, sobre requisitos de planificación, preparación y respuesta ante emergencias de las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a todas las instalaciones nucleares en cada una de las fases de vida de las mismas. De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.
<b><i>IS-45, sobre los requisitos de seguridad durante las fases de diseño, construcción y explotación de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, para prevenir su desmantelamiento y, en su caso, su desmantelamiento y cierre.</i></b>	<b>SI</b>	Es de aplicación a instalaciones nucleares y sus requisitos deberán ser de aplicación durante la vigencia de la autorización previa, de construcción y de explotación de las mismas, incluyendo el periodo de cese de explotación.
<b><i>IS-46, sobre seguridad física durante el transporte de materiales nucleares y fuentes radiactivas.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación en fase de explotación, debe seguir siendo aplicable en cese.

## ANEXO B: ANÁLISIS DE LAS GUÍAS DE SEGURIDAD DEL CSN (GS)

Las Guías de Seguridad (GS) del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) son documentos técnicos cuyo objetivo es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la normativa vigente en materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica. Como se indica en el Reglamento de Seguridad Nuclear, en su disposición adicional segunda, dichas Guía de Seguridad del CSN no tienen carácter mandatorio, pero constituyen métodos aceptados por dicho organismo para verificar el cumplimiento con los requisitos reguladores en materia de seguridad nuclear y protección radiológica y, por tanto, la adherencia a las mismas exime al titular de la demostración de la adecuación de dichos métodos.

La relación de Guías de Seguridad editadas por el CSN, extraídas de la página web de dicho organismo (<https://www.csn.es/guias-de-seguridad>), se clasifican en los siguientes temas:

- Reactores de potencia y centrales nucleares: con un total de 18 Guías de Seguridad.
- Instalaciones del ciclo de combustible: con 1 Guía de Seguridad.
- Vigilancia radiológica ambiental: con un total de 3 Guías de Seguridad.
- Instalaciones y aparatos radiactivos: con un total de 14 Guías de Seguridad.
- Transporte de materiales radiactivos: con un total de 7 Guías de Seguridad.
- Protección radiológica: con un total de 6 Guías de Seguridad.
- Protección física: con un total de 2 Guías de Seguridad.
- Gestión de residuos: con un total de 4 Guías de Seguridad.
- Varios: con un total de 13 Guías de Seguridad.
- Radiación natural: con un total de 4 Guías de Seguridad.

El alcance del análisis de aplicabilidad para la fase de cese de explotación cubre la totalidad de las Guías de Seguridad emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 1. REACTORES A POTENCIA Y CENTRALES NUCLEARES</u></b>		
<b><i>GS 01-01, Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-11.
<b><i>GS 01-02, Modelo dosimétrico en emergencia nuclear.</i></b>	<b>SI</b>	Su objetivo es describir un modelo de cálculo para la estimación rápida de dosis en emergencia nuclear, sin especificar la fase en la que se encuentre la instalación. Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-36.
<b><i>GS 01-03 Rev. 2, Planificación de la gestión de emergencias de instalaciones nucleares y su respuesta.</i></b>	<b>SI</b>	Establece una serie de criterios y recomendaciones para dar cumplimiento a la IS-44. Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-44.
<b><i>GS 01-04 Rev. 1, Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplicable a las centrales nucleares, tanto en operación como en fase de parada y desmantelamiento.
<b><i>GS 01-05, Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene como objeto recomendar un método aceptable para el cumplimiento de los requisitos establecidos en la IS-02. No se considera aplicable al cese al no haberse considerado aplicable la IS-02.
<b><i>GS 01-06, Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación.</i></b>	<b>SI</b>	Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-10.
<b><i>GS 01-07 Rev. 2, Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Aplicable a la fase de explotación comercial de las centrales nucleares españolas, incluyendo las situaciones de arranque y recarga. Se consideran aplicables ciertos informes sobre incidencias de operación (notificación e informes transmitidos al CSN sobre sucesos notificables, informe de inoperabilidades, informes sobre mantenimiento, química (de piscina), etc.)

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<p><b><i>GS 01-09 Rev. 2, Preparación ante emergencias en las instalaciones nucleares y documentación de su sistema de gestión.</i></b></p>	<p><b>SI</b></p>	<p>Tiene por objeto desarrollar los criterios aceptables por el CSN para dar cumplimiento a los requisitos relativos a la gestión de emergencias nucleares y radiológicas correspondientes al nivel de respuesta interior de las instalaciones nucleares, recogidos fundamentalmente en la IS-44. De aplicación a todas las instalaciones nucleares españolas dentro del nivel de respuesta interior y en cada una de las fases de vida de las mismas, teniendo en cuenta los riesgos inherentes a cada tipo de instalación nuclear en cada fase.</p> <p>Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-44, teniendo en cuenta los riesgos inherentes a la situación de cese.</p>
<p><b><i>GS 01-10 Rev. 2, Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares.</i></b></p>	<p><b>NO</b></p>	<p>Esta guía de seguridad establece los objetivos, el alcance, el contenido, los plazos de presentación y la forma de documentar las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las centrales nucleares en operación, en cumplimiento de la Instrucción de la IS-26.</p> <p>Por tanto, no es aplicable a la situación de cese de explotación.</p> <p>Nota: dado que la Guía de Seguridad SSG-25 del OIEA, documento sobre el que se basa la GS 01-10 revisión 2, se está revisando para incluir de forma específica las centrales en desmantelamiento, esta GS 1.10 podría ser aplicable al cese tras su revisión. En cualquier caso, teniendo en cuenta que el proceso de licenciamiento asociado a la DCEX supone realizar una revisión exhaustiva de la seguridad de la instalación para la nueva fase, estableciendo unas nuevas condiciones de control aplicables, nuevos accidentes y aplicando una redefinición de la clasificación de ESC de acuerdo con las nuevas exigencias, se considera adecuado que durante la fase de licenciamiento de la DCEX se contraste este proceso con una RPS aplicable a una instalación con el nivel de riesgo de una central en parada y sin combustible en el reactor. En caso de que se concluyera en que es equivalente, el tiempo cero para la siguiente RPS podría empezar a contar a partir de la DCEX.</p> <p>El alcance y metodología de análisis para realizar la RPS en situación de cese/desmantelamiento, hasta que no se disponga de una nueva revisión de la GS 01.10, deberá ser consensuada con el CSN.</p>

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>GS 01-11</u>, Modificaciones de diseño en centrales nucleares.</b>	<b>SI</b>	Su ámbito de aplicación incluye las modificaciones en ESC, la realización de pruebas y las modificaciones en métodos de evaluación, procedimientos, manuales u otros documentos y, en general, en las condiciones de explotación que pudieran afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-21.
<b><u>GS 01-12</u>, Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares.</b>	<b>SI</b>	Aplicable a la organización del titular de la instalación y a otras organizaciones externas que también intervengan en procesos de diseño, construcción, explotación, desmantelamiento y clausura de la instalación que puedan implicar un riesgo radiológico significativo.
<b><u>GS 01-13</u>, Contenido de los reglamentos de funcionamiento de las centrales nucleares.</b>	<b>SI</b>	Aplica a todas las centrales nucleares en la fase de explotación y se indica que puede ser utilizada como referencia para los reglamentos de funcionamiento para la fase de desmantelamiento, teniendo en cuenta en su aplicación la especificidad de las organizaciones necesarias para acometer la fase de desmantelamiento.
<b><u>GS 01-14 Rev. 1</u>, Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad.</b>	<b>SI</b>	Tiene como objeto desarrollar los criterios básicos que deben cumplir los análisis o evaluaciones de seguridad informados por el riesgo. Se incluye en el ámbito de aplicación todas las modificaciones de diseño o condiciones de explotación descritas en la Guía de Seguridad GS 01-11, justificadas y analizadas o evaluadas por medio de análisis informados por el riesgo. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-25.
<b><u>GS 01-15</u>, Actualización y mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad.</b>	<b>SI</b>	Su objetivo es definir el proceso de mantenimiento y actualización de los APS con el fin de disponer de un APS de calidad y actualizado, tal y como es requerido en el artículo cuarto de la IS-25. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-25.
<b><u>GS 01-16</u>, Pruebas periódicas de los sistemas de ventilación y aire acondicionado.</b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto establecer las inspecciones periódicas de los sistemas HVAC relacionados con la seguridad en centrales nucleares en operación. Hay otros requisitos en BBLL de las centrales que cubren los aspectos de la GS 01-16. Por tanto, no se considera aplicable en situación de cese.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 01-17, Aplicación de técnicas informadas por el riesgo a la inspección en servicio (ISI) de tuberías.</i></b>	<b>SI</b>	Tiene por objeto definir el proceso para la realización de programas de inspección en servicio de tuberías informadas por el riesgo (RI-ISI). Es de aplicación para la definición de los programas de inspección de ensayos no destructivos (END) en tuberías de sistemas de clase de código 1, 2, 3 y de No Clase. Se considera aplicable, en principio, aunque, dependiendo del alcance del RI-ISI para cada central podría determinarse que no se requiere en situación de cese y dejar de ser aplicable.
<b><i>GS 01-18, Medida de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Su objetivo es establecer una metodología aceptable para el cumplimiento con la IS-15, siendo aplicable a todas las condiciones de operación de una central nuclear. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-15.
<b><i>GS 01-19, Requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Su objetivo es establecer una metodología aceptable para el cumplimiento de la Instrucción IS-30 del CSN, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-30.
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 3. INSTALACIONES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE</u></b>		
<b><i>GS 03-01, Modificaciones en instalaciones de fabricación de combustible nuclear.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene como objeto recomendar un método aceptable para que las instalaciones de fabricación de combustible nuclear cumplan con lo requerido en el artículo 25 del RINR. No aplicable a centrales nucleares.
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 4. VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL</u></b>		
<b><i>GS 04-01, Diseño y desarrollo de Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Se indica que, dentro de un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental, se pueden distinguir las siguientes fases: 1) Fase preoperacional, 2) Fase operacional, 3) Fase de desmantelamiento y clausura y 4) Fase de postclausura.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 04-02, Plan de Restauración del Emplazamiento.</i></b>	<b>NO</b>	Describe el contenido de los planes de restauración del emplazamiento (PRE) de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo combustible requerido para la concesión de la autorización de desmantelamiento y de los informes sobre el estado radiológico final del emplazamiento que se deben elaborar en relación con emisión de la declaración de clausura de la instalación. No aplicable a fase de cese de explotación.
<b><i>GS 04-03, Metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento previa a su liberación. Niveles genéricos de liberación.</i></b>	<b>NO</b>	Su objetivo es recomendar una metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento con vistas a su liberación, recomendando unos niveles genéricos para la liberación sin restricciones de los terrenos de emplazamientos de instalaciones nucleares partiendo de los criterios radiológicos de dosis establecidos en la IS-13. No se considera aplicable al no haberse considerado aplicable la IS-13.
<b><i>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 5. INSTALACIONES Y APARATOS RADIATIVOS</i></b>		
<b><i>GS 05-01 Rev. 1, Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas de manipulación y almacenamiento de radionucleidos no encapsulados (2ª y 3ª categoría).</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría en las que se manipulen y almacenen radionucleidos no encapsulados. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-02 Rev. 1, Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª categoría).</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, en las que se manipulen y almacenen fuentes encapsuladas o equipos que las llevan incorporadas. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-03 Rev. 1, Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas.</i></b>	<b>SI</b>	Su objetivo es definir los criterios aplicables a las pruebas de hermeticidad que se realizan sobre las fuentes radiactivas encapsuladas. Con esta guía se pretende dar indicaciones generales para el desarrollo de esta actividad, que puedan ser de utilidad tanto para las instalaciones usuarias de fuentes radiactivas encapsuladas, como para las entidades externas que estén autorizadas para la realización de pruebas de hermeticidad. Segue siendo aplicable en cese.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 05-05, Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto facilitar la elaboración de los documentos técnicos que se deben presentar junto con las solicitudes de autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones radiactivas destinadas a radioterapia. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-06, Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a todas aquellas personas que necesitan estar provistas de una Licencia de Operador o Supervisor para una instalación radiactiva concedida por el CSN. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-08 Rev. 1, sobre las bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a todas las instalaciones radiactivas, excepto las del ciclo de combustible nuclear y las instalaciones reguladas por el Reglamento sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-09 Rev. 1, Documentación para solicitar la autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación a las empresas o entidades que pretendan realizar actividades de venta y/o asistencia técnica de equipos de rayos X con fines de diagnóstico: 1) Médico, 2) Veterinario. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-10 Rev. 1, Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones de rayos X con fines industriales.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto facilitar la elaboración de los documentos técnicos que se deben presentar junto con la solicitud de autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas de rayos X, siendo aplicable a las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-11, Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones médicas de rayos X para diagnóstico.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas de rayos X para diagnóstico en sus fases de diseño, construcción, montaje y funcionamiento dentro de las actividades de radiología convencional y las que sean aplicables en radiología veterinaria. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-12, Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación a todas aquellas entidades que proyecten impartir cursos de formación del personal de instalaciones radiactivas, dirigidos a la obtención de las licencias de supervisor y de operador. No aplicable a centrales nucleares.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 05-14 Rev. 1, sobre Seguridad y protección radiológica de las instalaciones radiactivas de gammagrafía industrial.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas que almacenen o utilicen equipos de gammagrafía industrial. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-15, Documentación técnica para solicitar aprobación de tipo de aparato radiactivo.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto facilitar la elaboración de la documentación que se debe presentar junto con la solicitud de aprobación de tipo de aparato radiactivo, con vistas a que su posesión y uso puedan quedar exentos como instalación radiactiva, a los efectos del RINR. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-16, Documentación técnica para solicitar autorización de funcionamiento de las instalaciones radiactivas constituidas por equipos para el control de procesos industriales.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría que disponen de equipos productores de radiaciones ionizantes que operan en posición fija tanto con fuentes radiactivas como con generadores de rayos X. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 05-17, Calibración y verificación de la instrumentación de radioprotección para la medida de la radiación y contaminación en instalaciones radiactivas.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación en cuanto al establecimiento de los criterios aplicables para la elección de una calibración apropiada y la implantación de una metodología adecuada para las verificaciones, para asegurar el correcto funcionamiento de la instrumentación de radioprotección perteneciente a las instalaciones radiactivas. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 6. TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS</i></b>		
<b><i>GS 06-01, Garantía de calidad en el transporte de sustancias radiactivas.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a las actividades relacionadas con el transporte de bultos y materiales radiactivos, tales como el diseño, fabricación, expedición y transporte. Se considera aplicable al haberse considerado aplicable la IS-38.
<b><i>GS 06-02, Programa de protección radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos.</i></b>	<b>SI</b>	Aplicable a toda aquella empresa que intervenga en cualesquiera de las actividades relacionadas con el transporte de material radiactivo que impliquen una exposición a las radiaciones ionizantes, tales como expedidores, transportistas o receptores.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 06-03 Rev. 1, Guía de ayuda para la elaboración de las disposiciones a tomar en caso de emergencia aplicables al transporte de materiales radiactivos por carretera.</i></b>	<b>SI</b>	Tiene por objeto servir en la elaboración de las disposiciones a tomar en caso de emergencia que deben ser entregadas al transportista, ante una remesa de material radiactivo por carretera, siendo de aplicación a todas aquellas empresas que actúen como expedidoras de materiales radiactivos ante un transporte por carretera.
<b><i>GS 06-04, Documentación para solicitar autorizaciones en el transporte de material radiactivo, aprobaciones de bultos y autorización de expediciones de transporte.</i></b>	<b>NO</b>	La GS 06-04 tiene por objeto facilitar la elaboración de la documentación que se debe presentar junto con las solicitudes de autorización requeridas por la reglamentación aplicable al transporte de material radiactivo. Esta guía es aplicable a las solicitudes relativas a: 1) Cualquier aprobación de un diseño de bulto que requiera la reglamentación vigente, y 2) Las siguientes autorizaciones de transporte: a) Aprobación de expedición de bultos que contienen sustancias fisionables, si la suma de los índices ISC de los bultos de la expedición excede de 50, y b) Aprobación de expedición en virtud de arreglo especial. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 06-05, Guía de ayuda para la aplicación de los requisitos reglamentarios sobre transporte de material radiactivo.</i></b>	<b>SI</b>	Se centra en el transporte de materiales radiactivos por carretera en los países contratantes del ADR y aplica a los diseñadores y fabricantes de materiales radiactivos y de los embalajes utilizados para su transporte y a los expedidores, transportistas y receptores de bultos radiactivos. De aplicación en fase de explotación, se considera aplicable en cese.
<b><i>GS 06-06, Elaboración de la documentación de cumplimiento de los requisitos reglamentarios de los bultos de transporte de material radiactivo no sujetos a aprobación.</i></b>	<b>SI</b>	Pretende facilitar la elaboración de la documentación de cumplimiento que incluya los Estudios de Seguridad de los bultos que no están sujetos a aprobación, de acuerdo con la estructura requerida en la IS-39 del CSN. Se aplica a los expedidores españoles de materiales radiactivos que utilizan bultos de transporte que no están sujetos a aprobación de diseño. No se aplica a bultos para los que se requiere aprobación de diseño. Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-39.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 7. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA</u></b>		
<b><u>GS 07-01 Rev. 1, Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal.</u></b>	<b>SI</b>	De aplicación a entidades o instituciones que soliciten al CSN autorización para un Servicio de Dosimetría Personal, así como al funcionamiento de dichos servicios, tanto para los que realizan la dosimetría interna como para la dosimetría externa.
<b><u>GS 07-03 Rev. 1, Bases para el establecimiento de los servicios y unidades técnicas de protección radiológica.</u></b>	<b>SI</b>	Aplicable a todos aquellos Servicios (SPR) y Unidades Técnicas de Protección Radiológica (UTPR) que prestan servicios en Instalaciones nucleares o instalaciones radiactivas. El SPR o UTPR habrá de conocer, participar o supervisar las fases de diseño, montaje, instalación, operación, modificación y clausura de las instalaciones.
<b><u>GS 07-05 Rev. 1, Actuaciones a seguir en el caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico.</u></b>	<b>SI</b>	De aplicación a todo el personal que intervenga en la atención a personas que hayan sufrido un accidente de irradiación y/o contaminación derivado del funcionamiento de las instalaciones radiactivas, nucleares, del transporte de material radiactivo y de la aparición de fuentes de radiación huérfanas, y su contenido se dirige fundamentalmente a los profesionales de la salud.
<b><u>GS 07-06 Rev. 1, Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear.</u></b>	<b>SI</b>	Aplicable a todas las instalaciones del ciclo de combustible nuclear desde el inicio de la fase de explotación hasta la fase de desmantelamiento y cierre.
<b><u>GS 07-09, Manual de cálculo de dosis en el exterior de las instalaciones nucleares.</u></b>	<b>SI</b>	Su propósito es describir el contenido que se considera deben tener los Manuales de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE) de las instalaciones nucleares. Es aplicable a las instalaciones nucleares para que desarrollen sus especificaciones técnicas radiológicas en el MCDE.
<b><u>GS 07-10, Plan de Emergencia Interior en instalaciones radiactivas.</u></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto definir la estructura y el contenido del Plan de Emergencia Interior de las instalaciones radiactivas. No aplicable a centrales nucleares.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 8. PROTECCIÓN FÍSICA</u></b>		
<b><u>GS 08-01</u>, Protección física de los materiales nucleares en instalaciones nucleares y en instalaciones radiactivas.</b>	<b>SI</b>	Loa criterios expuestos en la guía son directamente aplicables a: La manipulación, almacenamiento y procesado de materiales nucleares de categorías II y III en el interior de las siguientes instalaciones: centrales nucleares de potencia, otras instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear.
<b><u>GS 08-02</u>, Elaboración, contenido y formato de los planes de protección física de las instalaciones y los materiales nucleares.</b>	<b>SI</b>	Aplica a la elaboración de planes de protección física de instalaciones nucleares, si los daños o interferencias causados por actos malintencionados pudieran provocar, la emisión de cantidades importantes de radiación o materiales radiactivos al medio ambiente. Se considera aplicable al cese al haberse considerado aplicable la IS-43.
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 9. GESTIÓN DE RESIDUOS</u></b>		
<b><u>GS 09-01</u>, Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.</b>	<b>SI</b>	Aplicable a cualquier instalación nuclear o radiactiva en la que exista un sistema de solidificación de residuos radiactivos de baja y media actividad.
<b><u>GS 09-02</u>, Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas.</b>	<b>NO</b>	Aplicable a las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales en las que se manipulen o almacenen isótopos radiactivos no encapsulados. No aplicable a centrales nucleares.
<b><u>GS 09-03</u>, Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares.</b>	<b>SI</b>	Tiene por objeto establecer el alcance y contenido del Plan de gestión de residuos radiactivos, que se indica es el documento de referencia para la gestión de los residuos y del combustible gastado generados en las instalaciones nucleares, tanto durante su explotación como en la fase de desmantelamiento y clausura.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 09-04, Evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos superficiales definitivos de residuos radiactivos de baja y media actividad.</i></b>	<b>NO</b>	Su propósito es describir el contenido mínimo de la evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos definitivos superficiales de residuos radiactivos, que se debe elaborar como parte del Estudio de Seguridad para la solicitud de las diversas autorizaciones de estas instalaciones (de construcción, de explotación, de modificación, de ejecución y montaje de la modificación y de desmantelamiento). No aplicable a centrales nucleares.
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 10. VARIOS</u></b>		
<b><i>GS 10-01 Rev. 2, Guía básica de garantía de calidad para instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a las actividades, estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad de las instalaciones nucleares españolas. Se incluyen las actividades realizadas en las instalaciones nucleares, en sus diversas fases de estudio de emplazamiento, proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación, paralización temporal y clausura.
<b><i>GS 10-02 Rev. 1, Sistema de documentación sometida a programas de garantía de calidad en instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a los documentos y registros generados en las actividades relacionadas con la seguridad nuclear realizadas por y para las instalaciones nucleares españolas. Se incluyen aquellos documentos y registros de actividades relacionadas con la seguridad nuclear en sus diversas fases de estudio de emplazamiento, proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación, paralización temporal y clausura.
<b><i>GS 10-03 Rev. 1, Auditorías de garantía de calidad.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a las actividades relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares españolas. Se incluyen aquellas actividades en sus diversas fases de proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación, desmantelamiento y clausura.
<b><i>GS 10-04, Garantía de calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación a las actividades de puesta en servicio realizadas por y para las instalaciones nucleares españolas (verificación pre nuclear y pruebas nucleares).
<b><i>GS 10-05 Rev. 1, Garantía de calidad de procesos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Tiene por objeto recomendar los criterios de garantía de calidad para la realización de los procesos, inspecciones y pruebas que se lleven a cabo en las instalaciones nucleares. Estas actividades tienen lugar durante las diversas fases de estudio del emplazamiento, proyecto, construcción, fabricación, montaje, puesta en marcha, explotación, paralización temporal, clausura y desmantelamiento de las instalaciones nucleares.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 10-06 Rev. 1, Garantía de calidad en el diseño de instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Su ámbito de aplicación son todas las actividades de diseño realizadas en instalaciones nucleares, en sus diversas fases: estudio de emplazamiento, proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación, paralización temporal, clausura y desmantelamiento.
<b><i>GS 10-07 Rev. 1, Garantía de calidad de instalaciones nucleares en explotación.</i></b>	<b>SI</b>	Esta guía es de aplicación a las actividades de explotación relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares españolas.
<b><i>GS 10-08 Rev. 1, Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Recomienda los criterios para desarrollar lo establecido en la guía de seguridad GS-10.1, que se ha considerado aplicable en cese. Será de aplicación a la gestión de elementos y servicios relacionados con la seguridad de las instalaciones nucleares españolas en sus diversas fases de la ubicación, proyecto, construcción, explotación, modificación y desmantelamiento.
<b><i>GS 10-09, Garantía de Calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	Establece recomendaciones sobre los requisitos de Garantía de Calidad que deben cumplir las aplicaciones informáticas (AI) relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares. Dentro del alcance se incluyen las AI utilizadas en las actividades de diseño, fabricación, construcción, puesta en marcha, explotación y clausura de las instalaciones nucleares, que estén relacionadas con la seguridad.
<b><i>GS 10-10 Rev. 1, Cualificación y certificación de personal que realiza ensayos no destructivos.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación específica a las personas y organizaciones nacionales y extranjeras que participen en las actividades de inspección, mediante el uso de métodos y técnicas de ensayos no destructivos, realizadas a las ESC de las instalaciones nucleares españolas. Tienen lugar durante las diversas fases de construcción, fabricación, montaje, puesta en marcha, explotación, reparación y sustitución de ESC, paralización temporal y clausura de las mismas.
<b><i>GS 10-11, Garantía de calidad en instalaciones radiactivas de primera categoría.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación a todas las actividades y ESC relacionados con la seguridad de las instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear y de las instalaciones industriales de irradiación dotadas de fuentes radiactivas. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 10-12, Control radiológico de actividades de recuperación y reciclado de chatarras.</i></b>	<b>NO</b>	De aplicación a las actividades de recuperación de chatarras y a las plantas de reciclado de las mismas, para el procesado y producción de aleaciones metálicas. No aplicable a centrales nucleares.

TÍTULO	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>GS 10-13, Garantía de calidad para el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.</i></b>	<b>SI</b>	De aplicación a todas las actividades y ESC relacionados con la seguridad, durante las fases de desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares españolas. Se indica explícitamente que entre las etapas que comprende el desmantelamiento y clausura de una instalación nuclear se incluyen la planificación preliminar, declaración de cese y fase previa de preparación del desmantelamiento.
<b><u>GUÍAS DE SEGURIDAD (GS): 11. RADIACIÓN NATURAL</u></b>		
<b><i>GS 11-01, Directrices sobre la competencia de los laboratorios y servicios de medida de radón en aire.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto dar directrices sobre las actividades y los programas de garantía de calidad de los laboratorios o servicios dedicados a la medida de la concentración en aire de <sup>222</sup> Rn. Es aplicable a todas las organizaciones que participen en la medida de radón, aunque está principalmente dirigida a servicios de medida. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 11-02, Control de la exposición a fuentes naturales de radiación.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las actividades laborales en las que existan fuentes naturales de radiación y a las situaciones de exposición al radón en viviendas. No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 11-03, Metodología para la evaluación del impacto radiológico de las industrias NORM.</i></b>	<b>NO</b>	Tiene por objeto recomendar una serie de criterios en cuanto al contenido y a la metodología a seguir en los estudios que deben realiza los titulares de las denominadas industrias NORM (Naturally Occurring Radioactive Material). No aplicable a centrales nucleares.
<b><i>GS 11-04, Metodología para la evaluación de la exposición al radón en los lugares de trabajo.</i></b>	<b>NO</b>	Aplicable a las prácticas y actividades laborales en las que haya trabajadores por cuenta ajena o miembros del público potencialmente expuestos a un riesgo significativo de inhalación de radón y de sus descendientes de vida corta. No aplicable a centrales nucleares.

**ANEXO C: ANÁLISIS DE LOS APARTADOS DEL 10CFR50 Y 10CFR100**

El 10 CFR 50 "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities" recoge los requisitos necesarios para el licenciamiento de las centrales nucleares productoras de energía eléctrica y forma parte de las bases de licencia de las centrales nucleares autorizadas por la NRC. El 10 CFR 50 contiene 90 apartados, algunos de ellos con información reservada, y 19 apéndices.

Las regulaciones contenidas en 10 CFR 100 "Reactor Site Criteria" contienen los requisitos que debe cumplir un emplazamiento para poder construir una central nuclear y también forma parte de las bases de licencia de las centrales nucleares autorizadas por la NRC. El 10 CFR 100 tiene 10 apartados y un apéndice.

En este apartado se analiza la aplicabilidad para la fase de cese de explotación todos los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>CODE OF FEDERAL REGULATIONS: CAPÍTULO 10, PARTE 50 – DOMESTIC LICENSING OF PRODUCTION AND UTILIZATION FACILITIES</u></b>		
<b><u>10CFR50.1, Basis, purpose, and procedures applicable.</u></b>	<b>NO</b>	Relativo a las bases, propósito y procedimientos aplicables.
<b><u>10CFR50.2, Definitions.</u></b>	<b>SI</b>	Establece las definiciones sobre los conceptos nucleares que se desarrollarán a lo largo de las diferentes secciones del CFR. Se considera aplicable de modo general, con la salvedad de que prevalecerán las definiciones ya establecidas en la normativa española de acuerdo con las ITC del CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100
<b><u>10CFR50.3, Interpretations.</u></b>	<b>NO</b>	Establece que no se reconocerá como vinculante para la NRC ninguna interpretación del significado de estos reglamentos por ningún funcionario o empleado de la NRC que no sea una interpretación escrita del Consejero General.
<b><u>10CFR50.4, Written communications.</u></b>	<b>NO</b>	Relativo a las comunicaciones escritas. En España aplica el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR).
<b><u>10CFR50.5, Deliberate misconduct.</u></b>	<b>NO</b>	Establece lo relativo a malas conductas deliberadas. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.7, Employee protection.</u></b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a la protección de los empleados en la industria nuclear.
<b><u>10CFR50.8, Information collection requirements: OMB approval.</u></b>	<b>NO</b>	Recoge requisitos para la recogida de información, aprobados por la Oficina de Gestión y Presupuesto (OMB).
<b><u>10CFR50.9, Completeness and accuracy of information.</u></b>	<b>NO</b>	Establece que la información proporcionada a la NRC por un solicitante de una autorización deberá ser completa y exacta en todos los aspectos materiales. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.10, License required; limited work authorization.</u></b>	<b>NO</b>	Relativo a restricción de autorizaciones de trabajo y licencias obligatorias. En España aplica el RINR y la IS-11.
<b><u>10CFR50.11, Exceptions and exemptions from licensing requirements.</u></b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a excepciones y exenciones de los requisitos de autorización.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.12</u>, <i>Specific exemptions.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que la NRC podrá, a solicitud de cualquier persona interesada o por iniciativa propia, conceder exenciones de los requisitos de los reglamentos de esta parte.
<b><u>10CFR50.13</u>, <i>Attacks and destructive acts by enemies of the United States; and defense activities.</i></b>	<b>NO</b>	Relativo a ataques y actos destructivos por parte de enemigos de los Estados Unidos; y actividades de defensa.
<b><u>10CFR50.20</u>, <i>Two classes of licenses.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que las licencias se expedirán a las personas designadas que lo soliciten a la NRC y serán de la clase 104 o de la clase 103. En España aplica el RINR y la IS-11.
<b><u>10CFR50.21</u>, <i>Class 104 licenses; for medical therapy and research and development facilities.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a licencias de clase 104; para instalaciones de terapia médica y de investigación y desarrollo.
<b><u>10CFR50.22</u>, <i>Class 103 licenses; for commercial and industrial facilities.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a licencias de clase 103; para instalaciones comerciales e industriales.
<b><u>10CFR50.23</u>, <i>Construction permits.</i></b>	<b>NO</b>	Relativo a permisos de construcción. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.30</u>, <i>Filing of application for licenses; oath or affirmation.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge los requisitos relativos a la solicitud de autorizaciones. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.31</u>, <i>Combining applications.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que los solicitantes podrán acumular en una sola solicitud varias solicitudes de autorizaciones de distintos tipos con arreglo a las disposiciones del presente capítulo.
<b><u>10CFR50.32</u>, <i>Elimination of repetition.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que, en su solicitud, el solicitante podrá incorporar por referencia información contenida en solicitudes, declaraciones o informes anteriores presentados ante la NRC: Siempre que las referencias sean claras y específicas.
<b><u>10CFR50.33</u>, <i>Contents of applications; general information.</i></b>	<b>NO</b>	Relativa a la información general a incluir en la solicitud de autorizaciones. En España aplica el RINR.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.34</u>, Contents of applications; technical information.</b>	<b>SI</b>	<p>Incluye la información técnica que deben recoger diferentes informes requeridos para el licenciamiento de instalaciones nucleares.</p> <p>En España aplica el RINR.</p> <p>De acuerdo con las ITC del CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100, sólo se consideró aplicable en explotación el subapartado (b) relativo al contenido de los Estudios de Seguridad.</p> <p>Para cese el contenido de los estudios de seguridad se define en la RG 1.184</p>
<b><u>10CFR50.34a</u>, Design objectives for equipment to control releases of radioactive material in effluents-nuclear power reactors.</b>	<b>SI</b>	<p>Establece los objetivos de diseño de los equipos de control de emisiones de material radiactivo en efluentes de reactores nucleares.</p> <p>En España aplica el RINR.</p> <p>De acuerdo con las ITC del CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100, sólo se consideró aplicable el subapartado (c) relativo al permiso de explotación y sus sucesivas renovaciones.</p>
<b><u>10CFR50.35</u>, Issuance of construction permits.</b>	<b>NO</b>	<p>Relativo a la expedición de permisos de construcción.</p> <p>En España aplica el RINR.</p>
<b><u>10CFR50.36</u>, Technical specifications.</b>	<b>NO</b>	<p>Establece requisitos a las especificaciones técnicas relativas a los límites de seguridad, los ajustes limitativos de los sistemas de seguridad y los ajustes limitativos de los sistemas de control, las condiciones límite de funcionamiento, los requisitos de vigilancia, las características de diseño y los controles administrativos.</p> <p>En España aplica la IS-32 del CSN.</p>
<b><u>10CFR50.36a</u>, Technical specifications on effluents from nuclear power reactors.</b>	<b>SI</b>	<p>Recoge las especificaciones técnicas relativas a efluentes en reactores nucleares.</p> <p>De acuerdo con las ITC del CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100, se considera aplicable utilizando los límites de dosis establecidos en Reglamento de protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes. La frecuencia de envío de informes al CSN se ajustará a la GS-1.7.</p>
<b><u>10CFR50.36b</u>, Environmental conditions.</b>	<b>NO</b>	<p>Aborda el tema referente a las condiciones ambientales.</p> <p>En España aplica el RINR.</p>

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.37</u>, Agreement limiting access to Classified Information.</b>	<b>NO</b>	Acuerdo por el que se limita el acceso a Información Clasificada.
<b><u>10CFR50.38</u>, Ineligibility of certain applicants.</b>	<b>NO</b>	Establece requisitos de inelegibilidad de determinados solicitantes de autorizaciones.
<b><u>10CFR50.39</u>, Public inspection of applications.</b>	<b>NO</b>	Establece que las solicitudes y documentos presentados a la NRC en relación con las solicitudes podrán ponerse a disposición del público de conformidad con las disposiciones de la normativa contenida en la parte 2 del presente capítulo. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.40</u>, Common standards.</b>	<b>NO</b>	Recoge normas comunes para licencias, certificaciones y autorizaciones reglamentarias.
<b><u>10CFR50.41</u>, Additional standards for class 104 licenses.</b>	<b>NO</b>	Incluye normas adicionales para las licencias de clase 104. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.42</u>, Additional standard for class 103 licenses.</b>	<b>NO</b>	Incluye normas adicionales para las licencias de clase 103. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.43</u>, Additional standards and provisions affecting class 103 licenses and certifications for commercial power.</b>	<b>NO</b>	Incluye normas y disposiciones adicionales que afectan a las licencias y certificaciones de clase 103 para la generación de energía a nivel comercial. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.44</u>, Combustible Gas Control for Nuclear Power Reactors.</b>	<b>NO</b>	Relativo al control de gases combustibles para reactores nucleares de potencia. No aplica a las centrales que cumplan los requisitos de 10CFR50.82(a)(1), es decir, cese definitivo de explotación y combustible fuera de la vasija del reactor.
<b><u>10CFR50.45</u>, Standards for construction permits, operating licenses, and combined licenses.</b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a normas para permisos de construcción, autorizaciones de explotación y autorizaciones combinadas. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.46</u>, Acceptance criteria for emergency core cooling systems for lightwater nuclear power reactors.</b>	<b>NO</b>	Relativo a criterios de aceptación de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) de reactores nucleares de agua ligera. No aplicable, ya que en situación de cese el ECCS está en estado de desconexión.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.46a</u>, Acceptance criteria for reactor coolant system venting systems.</b>	<b>NO</b>	Establece criterios de aceptación de los sistemas de venteo del Sistema de Refrigeración del Reactor. No aplicable, ya que en situación de cese el Sistema de Refrigeración del Reactor se encuentra en estado de hibernación.
<b><u>10CFR50.47</u>, Emergency plans.</b>	<b>NO</b>	Relativo a planes de emergencia en instalaciones nucleares. En España aplica el RINR, junto con la IS-44.
<b><u>10CFR50.48</u>, Fire protection.</b>	<b>NO</b>	Relativo a la protección contra incendios. En España aplica la IS-30.
<b><u>10CFR50.49</u>, Environmental Qualification of Electric Equipment important to Safety for Nuclear Power Plants.</b>	<b>NO</b>	Relativo a la cualificación ambiental de equipos eléctricos importantes para la seguridad. No aplica a las centrales que cumplan los requisitos de 10CFR50.82(a)(1), es decir, cese definitivo de explotación y combustible fuera de la vasija del reactor. Se considera no aplicable en base a la experiencia de CN Santa M <sup>a</sup> de Garoña (CSN/ITC/SG/SMG/18/02).
<b><u>10CFR50.50</u>, Issuance of licenses and construction permits.</b>	<b>NO</b>	Establece que una vez determinado que una solicitud de autorización cumple las normas y requisitos de la ley y los reglamentos, la NRC expedirá la autorización o, si procede, un permiso de construcción, en la forma y con las condiciones y limitaciones, incluidas las especificaciones técnicas, que considere adecuadas y necesarias. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.51</u>, Continuation of license.</b>	<b>NO</b>	Establece los plazos de vigencia de las diferentes autorizaciones. En España aplica el RINR, así como el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en instalaciones nucleares (RD1400/2018).
<b><u>10CFR50.52</u>, Combining licenses.</b>	<b>NO</b>	Establece que la NRC podrá combinar en una sola autorización las actividades de un solicitante que, de otro modo, serían objeto de autorizaciones separadas.
<b><u>10CFR50.53</u>, Jurisdictional limitations.</b>	<b>NO</b>	Informa que no se considerará que se ha expedido ninguna autorización en virtud de esta parte, para actividades que no estén bajo o dentro de la jurisdicción de los Estados Unidos.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.54</u>, <i>Conditions of licenses.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge las condiciones a las que están sujetas las autorizaciones. En España aplica el RINR, así como el Reglamento sobre Seguridad Nuclear en instalaciones nucleares (RD1400/2018).
<b><u>10CFR50.55</u>, <i>Conditions of construction permits, early site permits, combined licenses, and manufacturing licenses.</i></b>	<b>NO</b>	Establece las condiciones asociadas a las autorizaciones de construcción, permisos tempranos de emplazamiento, autorizaciones combinadas y de fabricación.
<b><u>10CFR50.55a</u>, <i>Codes and standards.</i></b>	<b>SI</b>	Recoge códigos y normas aplicables a la industria nuclear. Sigue siendo aplicable en situación de cese.
<b><u>10CFR50.56</u>, <i>Conversion of construction permit to license, or amendment of license.</i></b>	<b>NO</b>	Indica que, una vez finalizada la construcción o modificación de una instalación, de conformidad con los términos y condiciones del permiso de construcción y con sujeción a cualquier prueba necesaria de la instalación, la NRC expedirá una autorización de la clase para la que se expidió el permiso de construcción o una modificación adecuada de la licencia, según proceda.
<b><u>10CFR50.57</u>, <i>Issuance of operating license.</i></b>	<b>NO</b>	Establece lo relativo a la expedición de una autorización de explotación. En España aplica el RINR y la IS-21 del CSN.
<b><u>10CFR50.58</u>, <i>Hearings and report of the Advisory Committee on Reactor Safeguards.</i></b>	<b>NO</b>	Relativo a audiencias e informes del Comité Asesor sobre Salvaguardias de Reactores.
<b><u>10CFR50.59</u>, <i>Changes, tests and experiments.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge criterios relativos a modificaciones, análisis y experimentos en instalaciones nucleares. En España aplica el RINR y la IS-21.
<b><u>10CFR50.60</u>, <i>Acceptance Criteria for Fracture Prevention Measures for Lightwater Nuclear Power Reactors for Normal Operation.</i></b>	<b>NO</b>	Establece los criterios de aceptación para las medidas de prevención contra la fractura en centrales nucleares de agua ligera en operación normal. Deja de ser aplicable en situación de cese de explotación, ya que no se requiere la vigilancia de la vasija del reactor.
<b><u>10CFR50.61</u>, <i>Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.</i></b>	<b>NO</b>	Establece requisitos de tenacidad a la fractura para la protección contra choques térmicos presurizados. No aplicable en situación de cese de explotación.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.61a</u>, Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.</b>	<b>NO</b>	Recoge requisitos adicionales relativos a la tenacidad a la fractura, para la protección contra choques térmicos presurizados. No aplicable en situación de cese de explotación.
<b><u>10CFR50.62</u>, Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants.</b>	<b>NO</b>	Requisitos para la reducción del riesgo derivado de transitorios previstos sin caída de barras de control (ATWS) para centrales nucleares refrigeradas por agua ligera. No aplicable en situación de cese, ya que este accidente no se puede producir.
<b><u>10CFR50.63</u>, Loss of All Alternating Current Power.</b>	<b>NO</b>	Recoge requisitos relativos a la pérdida total de energía de corriente alterna. Se considera de no aplicación en base a la experiencia de las CCNN de S.M. Garoña (CSN/ITC/SG/SMG/18/02) y José Cabrera, así como lo recogido en la norma NUREG CR-6451.
<b><u>10CFR50.64</u>, Limitations on the use of highly enriched uranium (HEU) in domestic non-power reactors.</b>	<b>NO</b>	Establece las limitaciones al uso de uranio altamente enriquecido (UME) en reactores no comerciales.
<b><u>10CFR50.65</u>, Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants.</b>	<b>NO</b>	Esta sección del CFR recoge requisitos para la supervisión de la efectividad del mantenimiento en centrales nucleares a potencia. En España es de aplicación la IS-15.
<b><u>10CFR50.66</u>, Requirements for Thermal Annealing of the Reactor Pressure Vessel.</b>	<b>NO</b>	Relativo al mantenimiento de las características de los materiales de la vasija, concretamente establece requisitos para el templado térmico de la vasija del reactor. No aplicable en situación de cese, ya que no se requiere la vigilancia del reactor.
<b><u>10CFR50.67</u>, Accident Source Term.</b>	<b>SI</b>	Establece los requisitos de cara a una revisión del término fuente en condiciones de accidente, para los titulares de una autorización de operación.
<b><u>10CFR50.68</u>, Criticality accident requirements.</b>	<b>SI</b>	Establece requisitos de cara a mantener un sistema de vigilancia con capacidad de detectar condiciones de criticidad o un accidente de criticidad. Sigue siendo aplicable en situación de cese.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.69</u>, Risk-informed categorization and treatment of structures, systems and components for nuclear power reactors.</b>	<b>NO</b>	Recoge la categorización y tratamiento informados por el riesgo de estructuras, sistemas y componentes para reactores nucleares de potencia. No se prevé aplicarlo ya que no se ha aplicado durante la explotación comercial de la instalación. Además, el Consejo de Seguridad Nuclear no requiere su aplicación.
<b><u>10CFR50.70</u>, Inspections.</b>	<b>NO</b>	Establece lo relativo a inspecciones en instalaciones nucleares. En España aplica el RINR, la Ley 15/1980 de creación del CSN y la IS-14.
<b><u>10CFR50.71</u>, Maintenance of Records, Making of Reports.</b>	<b>NO</b>	Establece que los titulares de autorizaciones de construcción o previa de emplazamiento, deberá mantener todos los registros y realizar todos los informes, en relación con la actividad que puedan ser exigidos por las condiciones de dicha autorización. En España es de aplicación la IS-24. Adicionalmente aplica el artículo 72 del RINR.
<b><u>10CFR50.72</u>, Immediate notification requirements for operating nuclear power reactors.</b>	<b>NO</b>	Requisitos de notificación inmediata para reactores nucleares de potencia en operación. En España aplica el artículo 73 del RINR y la IS-10.
<b><u>10CFR50.73</u>, Licensee event report system.</b>	<b>NO</b>	Establece lo relativo al sistema de notificación de sucesos por parte del titular. En España aplica el RINR, y la IS-10.
<b><u>10CFR50.74</u>, Notification of change in operator or senior operator status.</b>	<b>NO</b>	Establece criterios de notificación de cambio en la condición de operador u operador experimentado en centrales nucleares. En España aplica el RINR, y la IS-11.
<b><u>10CFR50.75</u>, Reporting and recordkeeping for decommissioning planning.</b>	<b>NO</b>	Establece la forma de proporcionar a la NRC garantía razonable de que los fondos necesarios para el desmantelamiento estarán disponibles. En España aplica el RINR y las IS-24 e IS-45 del CSN.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.76</u>, Licensee's change of status; financial qualifications.</b>	<b>NO</b>	Establece que el titular de una autorización de explotación para un reactor nuclear de potencia, a más tardar setenta y cinco (75) días antes de dejar de ser una empresa de suministro eléctrico que no implique una transferencia de licencia en virtud del § 50.80, deberá proporcionar a la NRC la información sobre cualificaciones financieras que se requeriría para obtener una licencia de explotación inicial. En España aplica RINR.
<b><u>10CFR50.78</u>, Facility information and verification.</b>	<b>NO</b>	Establece que cada solicitante de una autorización de construcción y cada beneficiario de una autorización de construcción deberá presentar la información sobre la instalación, descrita en el § 75.10 de este capítulo, en los formularios requeridos. En España aplica el Real Decreto 1206/2003, de 19 de septiembre, para la aplicación de los compromisos contraídos por el Estado español en el Protocolo adicional al Acuerdo de salvaguardias derivado del Tratado sobre la no proliferación de las armas nucleares.
<b><u>10CFR50.80</u>, Transfer of licenses.</b>	<b>NO</b>	Recoge lo relativo a el proceso de transferencia de licencias. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.81</u>, Creditor regulations.</b>	<b>NO</b>	Establece requisitos relativos a la reglamentación de los acreedores.
<b><u>10CFR50.82</u>, Termination of license.</b>	<b>NO</b>	Trata el tema de la terminación de una autorización de explotación. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.83</u>, Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.</b>	<b>NO</b>	Establece lo relativo a la liberación de parte de una instalación/ emplazamiento de un reactor de potencia para uso no restringido. En España aplica el RINR y la IS-13.
<b><u>10CFR50.90</u>, Application for amendment of license, construction permit, or early site permit.</b>	<b>NO</b>	Recoge los requisitos asociados a la solicitud de modificación de licencia, autorización de construcción o autorización previa de emplazamiento. En España aplica el RINR.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.91</u>, <i>Notice for public comment; State consultation.</i></b>	<b>NO</b>	Establece los requisitos de notificación para comentarios público en relación a proyectos nucleares. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.92</u>, <i>Issuance of amendment.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge los criterios para determinar si se expedirá al solicitante una enmienda a una licencia, autorización de construcción o previa de emplazamiento. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.100</u>, <i>Revocation, suspension, modification of licenses, permits, and approvals for cause.</i></b>	<b>NO</b>	Requisitos relativos a la revocación, suspensión, modificación de autorizaciones, permisos y aprobaciones por causa justificada. En España aplica el RINR.
<b><u>10CFR50.101</u>, <i>Retaking possession of special nuclear material.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que, tras la revocación de una autorización, la NRC podrá ordenar inmediatamente la recuperación de todos los materiales nucleares especiales en posesión del titular de la autorización.
<b><u>10CFR50.102</u>, <i>Commission order for operation after revocation.</i></b>	<b>NO</b>	Establece que cuando la NRC considere que, por conveniencia o necesidad públicas, se requiera la operación continua de una instalación de producción o utilización, cuya licencia haya sido revocada, la NRC podrá ordenar que se tome posesión de dicha instalación y que sea operada por un periodo de tiempo que, a juicio de la Comisión, pueda ser requerida, o hasta que entre en vigor una licencia para la operación de la instalación.
<b><u>10CFR50.103</u>, <i>Suspension and operation in war or national emergency.</i></b>	<b>NO</b>	En el caso de que el Congreso declare que existe un estado de guerra o emergencia nacional, establece la suspensión de las licencias y las posibles acciones que puede llevar a cabo la NRC, si lo considera necesario para la defensa y seguridad comunes.
<b><u>10CFR50.109</u>, <i>Backfitting.</i></b>	<b>NO</b>	De acuerdo con las ITC del CSN sobre aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100, no se consideró aplicable porque no se requieren en España análisis de coste-beneficio ante nuevos requisitos.
<b><u>10CFR50.110</u>, <i>Violations.</i></b>	<b>NO</b>	Abarca lo relacionado con infracciones en materia nuclear. En España aplica la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, la modificación a esta por la disposición adicional quinta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, y la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR50.111</u>, <i>Criminal penalties.</i></b>	<b>NO</b>	Abarca lo relacionado con las sanciones penales en materia nuclear.
<b><u>10CFR50.120</u>, <i>Training and qualification of nuclear power plant personnel.</i></b>	<b>NO</b>	Indica la necesidad de establecer, aplicar y mantener un programa de formación que cumpla los requisitos presentes en esta sección. En España aplica el RINR, la IS-11 y la IS-12.
<b><u>10CFR50.150</u>, <i>Aircraft impact assessment.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge los requisitos de la evaluación contra el impacto de aeronaves. En España aplican la ITC-2 e ITC-4 post-Fukushima del CSN.
<b><u>10CFR50.155</u>, <i>Mitigation of beyond-design-basis events.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge los criterios de mitigación de sucesos considerados más allá de las bases de diseño. En España aplica la IS-36 del CSN.
<b><u>10CFR50.App. A</u>, <i>General Design Criteria for Nuclear Power Plants.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge los requisitos generales de diseño aplicables a centrales nucleares refrigeradas por agua ligera, requeridos para la solicitud de una autorización de construcción. En España es de aplicación la IS-27.
<b><u>10CFR50.App. B</u>, <i>Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.</i></b>	<b>SI</b>	Establece criterios de garantía de calidad de estructuras, sistemas y componentes en centrales nucleares y plantas de reproceso, requeridos para la solicitud de una autorización de construcción y/o operación.
<b><u>10CFR50.App. C</u>, <i>A Guide for the Financial Data and Related Information Required To Establish Financial Qualifications for Construction Permits and Combined Licenses.</i></b>	<b>NO</b>	Guía para los datos financieros y la información relacionada requerida para establecer las cualificaciones financieras para permisos de construcción y licencias combinadas.
<b><u>10CFR50.App. D</u>, <i>[Reserved]</i>.</b>	<b>-</b>	
<b><u>10CFR50.App. E</u>, <i>Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities.</i></b>	<b>NO</b>	El presente apéndice establece los requisitos mínimos de los planes de emergencia que deberán utilizarse para alcanzar un estado aceptable de preparación para emergencias, para instalaciones nucleares de producción y utilización. En España aplica el RINR, junto con la IS-44, y el artículo 29 del Reglamento sobre Seguridad Nuclear en instalaciones nucleares.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>10CFR50.App. F, Policy Relating to the Siting of Fuel Reprocessing Plants and Related Waste Management Facilities.</i></b>	<b>NO</b>	Política relativa a la ubicación de plantas de reprocesado de combustible e instalaciones conexas de gestión de residuos.
<b><i>10CFR50.App. G, Fracture Toughness Requirements.</i></b>	<b>NO</b>	Especifica los requisitos de tenacidad a la fractura para materiales ferrosos de los componentes de la barrera a presión del refrigerante del reactor de LWR. No aplicable en situación de cese, ya que no se requiere el mantenimiento de los materiales del sistema de refrigeración del reactor.
<b><i>10CFR50App. H, Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements.</i></b>	<b>NO</b>	El propósito del programa de vigilancia requerido por este apéndice es controlar los cambios en las propiedades de tenacidad a la fractura de los materiales ferríticos en la región de la línea de cintura de la vasija del reactor de reactores de agua ligera. Deja de ser aplicable en situación de cese, ya que no se requiere la vigilancia de la vasija del reactor.
<b><i>10CFR50.App. I, Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion "As Low as is Reasonably Achievable" for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents.</i></b>	<b>SI</b>	Incluye guías numéricas donde se recogen objetivos de diseño y condiciones límite de operación para el cumplimiento del criterio ALARA en efluentes radiactivos procedentes de reactores nucleares refrigerados por agua ligera. Pueden ser utilizadas por un licenciatario en situación de cese definitivo de explotación de acuerdo con el 10CFR50.82(a)(1). Por tanto, sigue siendo aplicable en situación de cese.
<b><i>10CFR50. App. J, Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-cooled Power Reactors.</i></b>	<b>NO</b>	Relativo a requisitos de pruebas de fugas en la contención primaria de reactores a potencia refrigerados por agua. No aplicable, ya que las funciones de confinamiento del material radiactivo de la contención primaria se ven notablemente reducidas en fase de cese de explotación.
<b><i>10CFR50. App. K, ECCS Evaluation Models.</i></b>	<b>NO</b>	Recoge modelos de evaluación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS). No aplicable, ya que en situación de cese el ECCS está en estado de desconexión
<b><i>10CFR50.App. L, [Reserved].</i></b>	<b>-</b>	
<b><i>10CFR50.App. M, [Reserved].</i></b>	<b>-</b>	

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><i>10CFR50.App. N, Standardization of Nuclear Power Plant Designs: Permits To Construct and Licenses To Operate Nuclear Power Reactors of Identical Design at Multiple Sites.</i></b>	<b>NO</b>	Aborda el tema de la normalización de diseños de centrales nucleares: Permisos de construcción y autorizaciones de explotación de reactores nucleares de diseño idéntico en múltiples emplazamientos.
<b><i>10CFR50.App. O, [Reserved].</i></b>	-	
<b><i>10CFR50.App. P, [Reserved].</i></b>	-	
<b><i>10CFR50.App. R, Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979.</i></b>	<b>NO</b>	La normativa requerida a una central en cese de explotación es la recogida en el apartado (f) del 10 CFR 50.48. La RG 1.191 establece un método aceptado por la NRC para el cumplimiento de los requisitos establecidos en dicho apartado (f). El App. R está requerido por el apartado (b) del 10 CFR 48, por lo que no es de aplicación en la situación de cese.
<b><i>10CFR50.App. S, Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants.</i></b>	<b>NO</b>	Aplica a los solicitantes de una autorización de construcción o de explotación después de enero de 1997.
<b><i>CODE OF FEDERAL REGULATIONS: CAPÍTULO 10, PARTE 100 – REACTOR SITE CRITERIA</i></b>		
<b><i>10CFR100.1, Purpose.</i></b>	<b>NO</b>	El propósito de esta parte es establecer los requisitos de aprobación para los emplazamientos propuestos, para reactores estacionarios de potencia y de pruebas sujetos a la parte 50 o a la parte 52 de este capítulo.
<b><i>10CFR100.2, Scope.</i></b>	<b>NO</b>	Los requisitos de emplazamiento contenidos en esta parte se aplican a las solicitudes de aprobación de emplazamiento con el fin de construir y explotar reactores estacionarios de potencia y de ensayo de conformidad con las disposiciones de la parte 50 o de la parte 52 de este capítulo.
<b><i>10CFR100.3, Definitions.</i></b>	<b>SI</b>	Establece las definiciones sobre los conceptos nucleares que se desarrollarán a lo largo de las diferentes secciones del CFR.
<b><i>10CFR100.4, Communications.</i></b>	<b>NO</b>	Establece las directrices en lo relativo a las comunicaciones con la NRC.
<b><i>10CFR100.8, Information collection requirements: OMB approval.</i></b>	<b>NO</b>	Establece los requisitos de recogida de información por parte de la NRC.

TIPO DE NORMATIVA	APLICABLE EN CESE	COMENTARIOS
<b><u>10CFR100.10</u>, Factors to be considered when evaluating sites.</b>	<b>SI</b>	Establece los factores que se han de tener en cuenta en la evaluación de los emplazamientos, relacionados tanto con el diseño del reactor propuesto como con las características propias del emplazamiento. De acuerdo con la experiencia de CN Santa M <sup>a</sup> de Garoña sigue siendo aplicable, ya que la idoneidad técnica del emplazamiento de una central debe mantenerse mientras almacene combustible nuclear.
<b><u>10CFR100.11</u>, Determination of exclusion area, low population zone, and population center distance.</b>	<b>SI</b>	Recoge los criterios para la determinación del área de exclusión, zonas de baja población y distancia a las zonas de población. En España aplica la IS-37 del CSN. De acuerdo con la experiencia de CN Santa M <sup>a</sup> de Garoña sigue siendo aplicable, ya que determina la aceptabilidad de un emplazamiento a partir de los límites de dosis indicados y los conceptos de zona de exclusión y de distancia a núcleos de población son aplicables.
<b><u>10CFR100.20</u>, Factors to be considered when evaluating sites.</b>	<b>NO</b>	Factores a considerar en la evaluación de emplazamientos.
<b><u>10CFR100.21</u>, Non-seismic site criteria.</b>	<b>NO</b>	Establece criterios no sísmicos de cara a la selección de emplazamientos para instalaciones nucleares.
<b><u>10CFR100.23</u>, Geologic and seismic siting criteria.</b>	<b>NO</b>	Establece criterios geológicos y sísmicos de cara a la selección de emplazamientos para instalaciones nucleares.
<b><u>10CFR100App. A</u>, Seismic and Geologic Siting Criteria for Nuclear Power Plants.</b>	<b>SI</b>	La finalidad de este apéndice es exponer las principales consideraciones sísmicas y geológicas de cara a la evaluación de la idoneidad de los emplazamientos propuestos para centrales nucleares, así como de la idoneidad de las bases de diseño de las centrales establecidas teniendo en cuenta las características sísmicas y geológicas de los emplazamientos propuestos.

**Grupo AD-HOC (CSN, ENRESA, SECTOR) para la definición de la  
Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a  
la Transferencia de Titularidad**

**GRUPO DE TRABAJO Nº2**

**Actividades preparatorias durante el cese de explotación**

**GTDCEX/GT2/01**

**ALCANCE DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS Y  
NECESIDADES DE LICENCIAMIENTO**

Revisión 0

05/01/25

Por el CSN:	Por ENRESA:	Por el Sector:
Fdo.:	Fdo.:	Fdo.:

## ALCANCE DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS Y NECESIDADES DE LICENCIAMIENTO

<b>1. OBJETO .....</b>	<b>3</b>
<b>2. CONCEPTOS PREVIOS .....</b>	<b>3</b>
<b>3. IDENTIFICACIÓN DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS .....</b>	<b>3</b>
<b>4. DESCRIPCIÓN DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS .....</b>	<b>3</b>
4.1 Historia operativa, inventario físico y radiológico de la instalación y modelo de planta .	4
4.2 Descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares.....	5
4.3 Descargos de sistemas no requeridos para el desmantelamiento .....	6
4.4 Reducción / Eliminación de riesgos.....	7
4.5 Adecuación de sistemas requeridos para el desmantelamiento .....	8
4.6 Acondicionamiento / construcción de instalaciones auxiliares requeridas para el desmantelamiento .....	9
4.6.1 Instalaciones para la gestión de materiales .....	9
4.6.2 Instalaciones y equipos de protección radiológica.....	10
4.6.3 Instalaciones de vigilancia y control.....	11
4.6.4 Adaptación de los laboratorios para el desmantelamiento .....	12
4.7 Desmontaje de elementos convencionales .....	12
<b>5. ANÁLISIS DE NECESIDADES DE LICENCIAMIENTO DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS .....</b>	<b>13</b>
5.1 Inventario físico y radiológico.....	13
5.2 Descontaminación química del circuito y sistemas auxiliares .....	13
5.3 Plan de descargos definitivos .....	14
5.4 Reducción y eliminación de riesgos.....	14
5.5 Adaptación de sistemas e instalaciones .....	15
<b>6. CONCLUSIONES .....</b>	<b>15</b>
<b>7. REFERENCIAS .....</b>	<b>16</b>

## 1. OBJETO

Este documento tiene por objeto identificar y describir posibles actividades preparatorias del desmantelamiento para el parque de centrales nucleares españolas (CCNNEE), y analizar sus condiciones de licenciamiento.

Este documento contiene el resultado de los análisis y discusiones mantenidas dentro del grupo de trabajo nº 2 “Actividades preparatorias durante el cese”, de acuerdo con los términos de referencia (TdR) suscritos entre CSN-ENRESA-Sector (ref. [1]).

## 2. CONCEPTOS PREVIOS

Se definen como actividades preparatorias aquellas que, siendo necesarias y estando relacionadas con el desmantelamiento de una central nuclear, pueden realizarse con carácter previo a la autorización de desmantelamiento y, por tanto, licenciadas y ejecutadas por parte del operador/licenciatarario bajo acuerdos específicos entre el operador/licenciatarario y ENRESA.

La ejecución de las mismas se realizará, por lo general, una vez se declare el cese de explotación comercial de la central, sin perjuicio de que algunas actividades pueden ejecutarse con anterioridad, siempre que no interfieran en la explotación segura y fiable de la instalación.

Se conviene en llamar actividades previas a aquellas actividades preparatorias que pueden realizarse previamente al cese (p.e. ejemplo, el propio diseño y licenciamiento de dichas actividades, la elaboración de la historia operativa, el inventario físico y radiológico o el modelado de las instalaciones).

## 3. IDENTIFICACIÓN DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS

Dentro de las actividades preparatorias al desmantelamiento se incluyen las siguientes:

- Historia operativa, inventario físico y radiológico de la instalación y modelo de planta.
- Descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares
- Descargos definitivos.
- Eliminación y reducción de riesgos.
- Adecuación de sistemas.
- Acondicionamiento de instalaciones.
- Desmontaje de elementos convencionales.

## 4. DESCRIPCIÓN DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS

Seguidamente se describen los diferentes aspectos de cada una de las actividades preparatorias (refs. [6], [7], [8], [9], [10], [11], [12], [13], [14], [15] y [16]).

#### 4.1 Historia operativa, inventario físico y radiológico de la instalación y modelo de planta

<p><b>Descripción</b></p>	<p>El objetivo de esta actividad es proporcionar una base de datos con la información de los materiales presentes en la instalación en términos de masa, volumen, sus condiciones físicas, químicas y radiológicas, junto con un modelo BIM que facilite visualizar la disposición de los elementos y las áreas exteriores. En el alcance de esta actividad se encuentran:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- estructuras</li> <li>- sistemas/equipos/componentes</li> <li>- suelos superficiales (tierra, asfalto, hormigón, etc.)</li> <li>- sedimentos</li> <li>- subsuelo, suelos por debajo de los superficiales</li> <li>- aguas superficiales y subterráneas</li> </ul> <p>Y en base a los datos obtenidos, estimar el inventario físico, y radiológico de los materiales y medios presentes en la central. Esta información es necesaria para el desarrollo del diseño de las actividades relacionadas con el desmantelamiento, así como para el desarrollo de la documentación de licencia para la solicitud de la Autorización de Desmantelamiento.</p>
<p><b>Desarrollo</b></p>	<p>El desarrollo de esta actividad se puede dividir en las siguientes fases, transcurriendo algunas de ellas en paralelo:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Desarrollo de la Historia Operativa.</li> <li>2. Inventario físico y modelo de planta. <ul style="list-style-type: none"> <li>• Inventario físico.</li> <li>• Modelado BIM<sup>1</sup> del emplazamiento</li> </ul> </li> <li>3. Desarrollo del Plan de Caracterización Inicial.</li> <li>4. Campañas de caracterización inicial. <p>NOTA: posibilidad de toma de muestras en el interior del edificio de contención en áreas accesibles en las últimas recargas previstas, además de caracterizar áreas exteriores y otras zonas accesibles durante la operación de la central.</p> </li> <li>5. Desarrollo y población de la base de datos de la caracterización.</li> <li>6. Estimación y revisión del Inventario Radiológico.</li> <li>7. Inventario físico y radiológico</li> </ol>
<p><b>Productos</b></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Historia Operativa, incluyendo la lista preliminar de radionucleidos de interés y la clasificación radiológica preliminar de las unidades de vigilancia.</li> <li>• Plan de Caracterización Inicial.</li> <li>• Elaboración o adaptación de procedimientos para la caracterización inicial: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Procedimientos para la caracterización física.</li> <li>○ Procedimientos para la caracterización de materiales peligrosos.</li> <li>○ Procedimientos de medida, muestreo y análisis.</li> </ul> </li> <li>• Inventario físico.</li> <li>• Inventario de materiales peligrosos.</li> <li>• Modelo BIM de las instalaciones.</li> <li>• Cálculos de activación.</li> <li>• Informes de resultados de las campañas de medida y muestreo.</li> <li>• Inventarios radiológicos (con posibilidad de elaborarlo en 2 niveles/versiones): <ul style="list-style-type: none"> <li>– Preliminar: en base a los resultados de la historia operativa.</li> <li>– Versión inicial (a incluir en el Estudio de Seguridad para la autorización de desmantelamiento): en base a los resultados de las campañas de caracterización.</li> </ul> </li> <li>• Cálculos de inventario físico y radiológico.</li> <li>• Inventario físico y radiológico.</li> </ul>

<sup>1</sup> BIM (Building Information Modeling).

	<ul style="list-style-type: none"> <li>Base de datos de Inventario físico y radiológico.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>El Plan de Caracterización Inicial (criterios y metodología) se someterá a apreciación favorable, si bien podrá seguir un proceso de licenciamiento paralelo a la DCEX, sin que dicho proceso condicione la misma.</p> <p>Adicionalmente, el Plan de Caracterización Inicial está considerado dentro del Plan Preliminar de Desmantelamiento, cuya revisión debe ser enviada para apreciación favorable al CSN antes de un año desde el cese definitivo de explotación de la central, de acuerdo con la IS-45, a menos que ya se haya solicitado la autorización de desmantelamiento.</p> <p>Los resultados de estas actividades formarán parte del Estudio de Seguridad y del Plan de Restauración del Emplazamiento que acompañarán la solicitud de autorización de desmantelamiento (SAD).</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ol style="list-style-type: none"> <li>Base de datos con el inventario físico y radiológico.</li> <li>Modelo BIM.</li> </ol>

#### 4.2 Descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares

<b>Descripción</b>	<p>Descontaminación química del circuito primario y auxiliares (alcance a definir tras estudio coste-beneficio) con los siguientes objetivos:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>Reducción de los niveles de tasa de dosis y actividad en la instalación.</li> <li>Minimizar la potencial dispersión de la contaminación durante las actividades de desmantelamiento.</li> <li>Reducción de la clasificación radiológica de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC), para no comprometer el grado de ocupación de las celdas de RBMA de El Cabril, y reducir los costes de almacenamiento.</li> </ol>
<b>Desarrollo</b>	<p>La descontaminación se llevará a cabo siguiendo el proceso siguiente:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Elaboración de criterios de diseño.</li> <li>Diseño conceptual: evaluación del alcance de la descontaminación y estudio coste-beneficio.</li> <li>Plan de descontaminación de sistemas (diseño de detalle).</li> <li>Análisis de accidentes y evaluación de seguridad asociados a la descontaminación.</li> </ul> <p>NOTA: se tomará como referencia la descontaminación química de C.N. José Cabrera y las realizadas en operación en reactores BWR, así como el NUREG-0586 (GEIS – Generic Environmental Impact Statement), apartado 4.3.9 y Ap. I.) (ref. [3]).</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Diseño de detalle y diseño de interfases con planta.</li> <li>Ejecución.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Criterios de diseño.</li> <li>Evaluación del alcance de la descontaminación y estudio coste-beneficio.</li> <li>Programa de control de descontaminación de sistemas.</li> <li>Análisis de accidentes y estudios/análisis de seguridad y consecuencias radiológicas asociados a la descontaminación.</li> <li>Documentación de diseño de detalle.</li> <li>Procedimientos requeridos para ejecutar la descontaminación.</li> <li>Informe final con los resultados de la descontaminación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>Como parte de la documentación soporte de esta modificación, se incluirán los análisis de accidentes y de seguridad y consecuencias radiológicas asociados a las actividades de descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares a licenciar con la DCEX.</p> <p>Posteriormente, con una antelación suficiente a indicar por el CSN, se enviará un Programa de Control de la Descontaminación<sup>2</sup> con una descripción de detalle del proceso y una evaluación de seguridad específica, verificando su coherencia con la incluida en el ESP, de</p>

<sup>2</sup> Un ejemplo de índice de este Plan se incluye en el acta de la reunión del GT2 del 17 de noviembre de 2024

	manera que no se requiera un nuevo proceso de licenciamiento siempre que se mantenga bajo la envolvente licenciada previamente.
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Sistemas descontaminados con los factores de descontaminación (FD) requeridos.</li> <li>• Residuos secundarios acondicionados.</li> </ul>

### 4.3 Descargos de sistemas no requeridos para el desmantelamiento

Una vez la central haya cesado su operación comercial y con el último núcleo trasladado a la piscina de combustible gastado, el estado de la misma se mantiene en una condición fuera de modo, con una importante reducción del riesgo, y donde la inmensa mayoría de los análisis de accidentes no son aplicables, así como gran parte de los sistemas de seguridad y asociados a la producción, que dejan de ser requeridos.

Por tanto, en esta situación, se puede poner fuera de servicio aquellos sistemas que dejan de ser necesarios, lo cual incluye actividades de drenaje, desconexiones eléctricas y aislamientos. De esta forma se minimizan igualmente los riesgos asociados a incendios, inundaciones, roturas, etc.

Los mecanismos para proceder con estas actividades pueden hacer uso del actual sistema de descargos, mediante descargos permanentes, así como emplear procesos de modificación y control de configuración de Ingeniería (modificación de diseño, hoja de cambio documental) para asegurar una correcta actualización de la documentación de proyecto y de cese de explotación y coherencia con los análisis realizados para la situación de ceses. En los casos que se considere necesario podrán realizarse modificaciones físicas más intrusivas, como corte de tuberías, instalación de bridas o caps, etc., con el objetivo de aislar totalmente sistemas o partes de los mismos.

Adicionalmente, para aquellos sistemas que puedan ser requeridos en etapas posteriores, asociados a actividades preparatorias del desmantelamiento o para el propio desmantelamiento, deben considerarse los efectos de su puesta fuera de servicio antes de establecer el alcance de las actividades de aislamiento, así como establecer un adecuado plan de mantenimiento para esa etapa de hibernación.

<b>Descripción</b>	<p>Los sistemas o partes de ellos que han dejado de ser necesarios tras la parada definitiva de la planta debido a que las funciones para las que han sido diseñados no son aplicables para la nueva situación de la planta<sup>3</sup> y tampoco son requeridos para las actividades de desmantelamiento de la instalación, se pondrán en descargo definitivo tras el cese, una vez que los DOP entren en vigor.</p> <p>Los descargos podrán ser totales o parciales, y se llevarán a cabo sobre sistemas mecánicos, eléctricos y de I&amp;C. Las tareas a ejecutar sobre esos elementos serán:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Aislamiento de circuitos eléctricos y desenergización.</li> <li>• Aislamiento de circuitos de fluido y establecimiento de elementos frontera.</li> <li>• Vaciado total y purga del fluido de proceso.</li> <li>• Vaciado de los fluidos de operación de componentes (aceites, gasoil, etc.) de acuerdo con el Plan de Reducción/Eliminación de Riesgos.</li> </ul> <p>En el caso de plantas con 2 Unidades, y durante el período en el que una de ellas ha entrado ya en cese de explotación mientras la otra continúa en operación comercial, debe prestarse especial atención a los sistemas comunes a ambas Unidades, manteniendo en operación aquellas partes que sigan siendo necesarias para la Unidad aún en operación comercial,</p>
--------------------	--

<sup>3</sup> No tienen funciones de seguridad bajo los nuevos análisis de accidentes aplicables tras el cese definitivo, ni son requeridos por cuestiones operacionales o criterio ALARA durante el mismo.

	conforme a los DOE y resto de documentos complementarios y de explotación de la Unidad que permanece en operación comercial.
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Definición de los sistemas que pueden ser descargados. Para ello se clasificarán los sistemas en: <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Sistemas que deben seguir en funcionamiento.</li> <li>2. Sistemas que puede ser requerida su puesta en servicio para la ejecución de las actividades preparatorias o para el propio desmantelamiento. NOTA: estos sistemas podrían requerir modificaciones para ser adaptados a necesidades específicas en cada caso.</li> <li>3. Sistemas que ya no son requeridos y no lo serán en las actividades preparatorias o el futuro desmantelamiento.</li> </ol> </li> <li>• Modificación de los procedimientos de planta, si fuese necesario.</li> <li>• Desarrollo del Plan de descargos<sup>4</sup>.</li> <li>• Ejecución de los descargos.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Plan de Descargos Definitivos.</li> <li>• Programa de implantación de descargos.</li> <li>• Procedimientos para descargos definitivos.</li> <li>• Actualización de la documentación de la planta a la nueva situación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>El descargo de sistemas no requiere un proceso de licenciamiento adicional al realizado en el marco de la DCEX. La situación de la planta en cese, incluyendo los sistemas en descargo, quedará recogida en el ESP<sup>5</sup>.</p> <p>Se remitirá al CSN el plan de descargos con carácter informativo (con antelación suficiente a su ejecución).</p> <p>Los sistemas que, no siendo requeridos en cese de explotación, se prevea que pueden ser necesarios para el desmantelamiento y permanezcan en hibernación, serán referenciados en el ESP, así como el plan de mantenimiento en hibernación que pueda ser necesario. Este aspecto también se documentará en la revisión que se haga al Plan Preliminar de Desmantelamiento, al menos un año después del cese definitivo de explotación de la central, a menos que ya se haya solicitado la autorización de desmantelamiento.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Sistemas no necesarios descargados.</li> <li>• Residuos producidos gestionados – interfase con Plan de reducción / eliminación de residuos.</li> <li>• Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

#### 4.4 Reducción / Eliminación de riesgos

<b>Descripción</b>	<p>Las actividades de eliminación de riesgos tienen como objetivo reducir el riesgo del emplazamiento, minimizando la presencia de sustancias peligrosas o contaminantes tanto durante la fase de transición como al empezar el desmantelamiento.</p> <p><b>Reducción y eliminación de residuos peligrosos (RPs):</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Campañas de detección de residuos peligrosos (aceites, amiantos, PCBs...).</li> <li>• Retirada de elementos de aislamiento y calorifugado de los componentes puestos en descargo definitivo.</li> <li>• Vaciado y drenaje de fluidos de proceso de sistemas y componentes puestos en descargo definitivo.</li> </ul>
--------------------	---

<sup>4</sup> Un ejemplo de índice de este Plan se incluye en el acta de la reunión del GT2 del 17 de noviembre de 2024

<sup>5</sup> ESP (Estudio de Seguridad en Parada).

	<ul style="list-style-type: none"> <li>Venteo de los tanques puestos en descargo definitivo.</li> <li>Eliminación de sustancias químicas contenidas en componentes mecánicos y eléctricos puestos en descargo definitivo.</li> </ul> <p><b>Revisión del PCI como consecuencia de la eliminación de riesgos asociados a cargas de fuego<sup>6</sup>:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Se revisarán los estudios de diseño del PCI tomando como base las cargas de fuego en la nueva configuración (una vez ejecutados los descargos y se hayan reducido los residuos peligrosos). Se reclasificarán las áreas de fuego teniendo en cuenta las posibles modificaciones debidas a las actividades preparatorias.</li> </ul>
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Elaboración de inventario de materiales peligrosos.</li> <li>Desarrollo del Plan de reducción/eliminación de riesgos, tomando como base el inventario de materiales peligrosos, una puesta al día del inventario de cargas de fuego y las necesidades del desmantelamiento.</li> <li>Ejecución de los trabajos.</li> <li>Gestión de los residuos generados con empresas autorizadas.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Inventario de residuos peligrosos a gestionar en esta fase.</li> <li>Plan de reducción / eliminación de riesgos.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>La ejecución de la reducción/eliminación de riesgos permitirá reducciones del sistema PCI. El nuevo Análisis de Riesgos de Fuego (ARF) y el nuevo Manual de Protección contra Incendios (MPCI), adaptados a la situación de cese definitivo de la explotación de la central, se actualizarán en un plazo de tiempo a determinar por el CSN desde la DCEX.</p> <p>La adaptación del PGRyCG para las nuevas corrientes y cantidades que puedan producirse se realizará como parte del proceso de elaboración de DOP<sup>7</sup> para el cese de explotación.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Riesgos eliminados de acuerdo con el Plan.</li> <li>Residuos generados gestionados.</li> </ul>

#### 4.5 Adecuación de sistemas requeridos para el desmantelamiento

<b>Descripción</b>	<p>Las adaptaciones de sistemas se desarrollarán sobre aquellos ESC que posean alguna función aplicable a las actividades preparatorias a desarrollar tras el cese o para el propio desmantelamiento, pero cuyo diseño original deba ser modificado acorde con las necesidades de las nuevas actividades a realizar.</p> <p>La adaptación de los sistemas consistirá en:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Reforzar algunas de las funciones necesarias para las tareas posteriores a la parada definitiva de la planta.</li> <li>Mejorar, ampliar o sustituir componentes que, se puedan haber visto influenciados por el descargo definitivo de otro sistema o componente.</li> <li>Modificar la distribución, rutado o ubicación de sistemas para evitar interferencias y riesgos en los trabajos de desmantelamiento.</li> </ul> <p>Adicionalmente, podría ser necesario implantar nuevos sistemas, o incluso sustituir por completo algunos de los sistemas existentes, para el desarrollo de las actividades de desmantelamiento.</p> <p>La implantación de dichas modificaciones en ningún caso impactará en la operación segura y fiable de la instalación para cada una de sus fases (especialmente mientras exista combustible en piscinas).</p>
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p>

<sup>6</sup> El sistema PCI se revisará previamente en las condiciones de cese, teniendo en cuenta la reconfiguración de sistemas para dicha situación.

<sup>7</sup> DOP (Documento Oficial de Parada).

	<ol style="list-style-type: none"> <li>1 Criterios de diseño.</li> <li>2 Evaluación de la aplicabilidad de sistemas existentes en la central, conforme a las siguientes categorías: <ul style="list-style-type: none"> <li>• Sistemas no requeridos para las actividades de desmantelamiento.</li> <li>• Sistemas o partes de estos que tienen que ser modificados para adaptarse a los nuevos requisitos, o para eliminar interferencias operativas y riesgos en el desarrollo de los trabajos.</li> <li>• Sistemas o partes de estos que conviene que sean reemplazados.</li> <li>• Sistemas requeridos para el desmantelamiento y que no requieren modificaciones.</li> </ul> </li> <li>3 Plan de modificación de sistemas.</li> <li>4 Desarrollo de evaluaciones de seguridad.</li> <li>5 Ingeniería de diseño para las modificaciones.</li> <li>6 Ejecución de las modificaciones y puesta en marcha.</li> <li>7 Actualización de la documentación de planta.</li> </ol>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Estudio sistemas necesarios para el desmantelamiento.</li> <li>• Plan de modificación de sistemas.</li> <li>• Modificaciones de diseño.</li> <li>• Actualización de la documentación de planta a la nueva situación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>No requiere, a priori, licenciamiento, siguiendo requisitos de IS-21 (ref. [2]). Para cada una de las modificaciones de diseño se realizará el correspondiente análisis previo y, en su caso, evaluación de seguridad, con el fin de determinar si se requiere autorización ministerial.</p> <p>Una vez implantadas las modificaciones, se actualizará el ESP en base a evaluaciones de seguridad realizadas, de acuerdo con la configuración real de la planta. Para aquellas modificaciones que requieran de dicha autorización, en cumplimiento con la IS-21 (ref. [2]), se remitirá al CSN la documentación soporte de dichas modificaciones que incluirá, entre otros, su impacto en el ESP.</p> <p>Las modificaciones para adecuación de sistemas requeridos para el desmantelamiento se documentarán en la revisión que se haga al Plan Preliminar de Desmantelamiento, al menos un año después del cese definitivo de explotación de la central, a menos que ya se haya solicitado la autorización de desmantelamiento.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Sistemas necesarios para las actividades de desmantelamiento modificados y probados para las nuevas necesidades (HVAC, sistemas eléctricos y de I&amp;C, PCI, sistema de tratamiento de residuos, abastecimiento de agua, suministro de aire comprimido, etc.).</li> <li>• Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

#### **4.6 Acondicionamiento / construcción de instalaciones auxiliares requeridas para el desmantelamiento**

##### **4.6.1 Instalaciones para la gestión de materiales**

<b>Descripción</b>	<p>Adaptación y prueba de instalaciones de gestión de materiales con las capacidades necesarias para afrontar el desmantelamiento de la central.</p> <p>La gestión se tiene que definir para todas las corrientes de residuos que se producirán durante el desmantelamiento, en particular:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Instalaciones de corte (de diferentes tipos).</li> <li>• Instalaciones para descontaminación (química, mecánica, ultrasonidos, etc.).</li> <li>• Instalaciones para reducción de volumen (p.ej.: compactación).</li> <li>• Instalaciones para el tratamiento de efluentes líquidos.</li> <li>• Pelacables.</li> <li>• Instalaciones para acondicionamiento de CMT, bidones, etc.</li> <li>• Instalaciones para la desclasificación de materiales.</li> </ul>
--------------------	---

	<ul style="list-style-type: none"> <li>Almacenes temporales para todas las corrientes de residuos.</li> </ul> <p>Las adecuaciones en esta fase de actividades preparatorias deben tener también en cuenta las necesidades para la gestión de los residuos producidos en las propias actividades preparatorias.</p>
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Criterios de diseño para la adaptación de instalaciones de gestión de materiales.</li> <li>Estudio de la adaptación de instalaciones para la gestión de materiales: <ul style="list-style-type: none"> <li>Análisis del inventario físico y radiológico y el programa de desmantelamiento.</li> <li>Estrategia de gestión de residuos para el desmantelamiento.</li> <li>Análisis de las capacidades existentes de gestión de materiales en la planta.</li> <li>Análisis de las condiciones de contorno.</li> <li>Desarrollo del Plan de Logística.</li> </ul> </li> <li>Plan de modificación de instalaciones.</li> <li>Desarrollo de evaluaciones de seguridad.</li> <li>Ingeniería de diseño para las modificaciones.</li> <li>Construcción, suministro, montaje y puesta en marcha.</li> <li>Actualización de la documentación de planta.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Criterios de diseño.</li> <li>Estudio de la adaptación de instalaciones (incluye Plan de Logística).</li> <li>Plan de modificación de instalaciones.</li> <li>Paquete de diseño.</li> <li>Actualización de la documentación de planta a la nueva situación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>Será de aplicación lo previsto en la IS-21 (ref. [2]) teniendo en cuenta los criterios aplicables de acuerdo con el NUREG-0800 (ref. [4]) en función del tipo de residuo a almacenar, que quedarán incorporados en el ESP.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Instalaciones de gestión de materiales puestas en marcha con capacidad suficiente para abordar las tareas de desmantelamiento (y actividades preparatorias en su caso).</li> <li>Residuos secundarios gestionados.</li> <li>Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

#### 4.6.2 Instalaciones y equipos de protección radiológica

<b>Descripción</b>	<p>Los sistemas mínimos requeridos para vigilar y controlar los niveles de radiación, y con ello limitar los riesgos radiológicos durante las actividades de desmantelamiento, vendrán determinados por lo establecido en la documentación de licenciamiento de la Autorización de Desmantelamiento. Los criterios serán definidos previamente para proceder al diseño de la adecuación de dichas instalaciones.</p> <p>El alcance de esta actividad incluirá la adaptación de las instalaciones y equipos de protección radiológica existentes durante operación al futuro desmantelamiento, incluyendo:</p> <p><u>Instalaciones:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Vestuarios.</li> <li>Equipos de descontaminación.</li> </ul> <p><u>Equipos:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Instrumentación para la vigilancia de áreas y lugares de trabajo: <ul style="list-style-type: none"> <li>Monitores de área.</li> <li>Instrumentos portátiles de vigilancia para la medida de radiación alfa, beta, gamma y neutrónica (si hay combustible).</li> </ul> </li> <li>Instrumentación para la vigilancia y control radiológico de los trabajadores <ul style="list-style-type: none"> <li>Detectores de contaminación externa (superficial, portátiles y fijos).</li> <li>Sistema de dosimetría externa, de lectura directa e indirecta.</li> </ul> </li> </ul>
--------------------	---

	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ Sistema de dosimetría interna: contador de radiactividad corporal (CRC).</li> <li>● Vigilancia de procesos y efluentes. Control radiológico del público y del medio ambiente: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Sistema de vigilancia de la radiación de procesos.</li> <li>○ Sistema de vigilancia de la radiación en los alrededores del emplazamiento.</li> <li>○ Sistemas de vigilancia de efluentes líquidos y gaseosos.</li> </ul> </li> <li>● Vigilancia y control radiológico de los materiales residuales: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Radiómetros portátiles y telesondas.</li> <li>○ Contaminómetros portátiles de tipo proporcional o tipo plástico de centelleo.</li> <li>○ Sondas especiales de pequeña superficie basadas en centelleo y detectores GM.</li> <li>○ Muestreadores de contaminación ambiental.</li> <li>○ Equipos portátiles de espectrometría gamma in situ basado en detector de centelleo.</li> <li>○ Equipo de medida de bajo fondo tipo box-counter con detectores de germanio ultrapuro.</li> <li>○ Pórtico de control de salida de materiales del emplazamiento.</li> </ul> </li> </ul>
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● Criterios de diseño.</li> <li>● Estudio de las instalaciones y equipos de PR existentes y necesidades futuras.</li> <li>● Suministro, montaje y puesta en marcha.</li> <li>● Actualización de la documentación de planta.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● Criterios de diseño.</li> <li>● Estudio de las instalaciones y equipos de PR existentes y necesidades futuras.</li> <li>● Actualización de la documentación de planta a la nueva situación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	Similar a adecuación de sistemas.
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● Equipos e instalaciones puestos en marcha.</li> <li>● Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

#### 4.6.3 Instalaciones de vigilancia y control

<b>Descripción</b>	El alcance de esta actividad incluye la adaptación de las instalaciones de vigilancia y control existentes durante operación al desmantelamiento.
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● Criterios de diseño.</li> <li>● Estudio de las instalaciones y equipos existentes y necesidades futuras.</li> <li>● Suministro, montaje y puesta en marcha.</li> <li>● Actualización de la documentación de planta.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● Criterios de diseño.</li> <li>● Estudio de las instalaciones y equipos de vigilancia y control existentes y necesidades futuras.</li> <li>● Actualización de la documentación de planta a la nueva situación.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>Similar a adecuación de sistemas.</p> <p>Se adecuará el PPF<sup>8</sup>, pasando el correspondiente proceso de aprobación según RD 1308/2011, en los casos necesarios.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● Equipos e instalaciones de vigilancia y control puestos en marcha.</li> </ul>

<sup>8</sup> PPF (Plan de Protección Física).

	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Documentación de planta actualizada.</li> </ul>
--	--

#### 4.6.4 Adaptación de los laboratorios para el desmantelamiento

<b>Descripción</b>	<p>Se incluye dentro de esta actividad la adaptación de los laboratorios existentes en la central a las necesidades del futuro desmantelamiento, incluyendo la adaptación de equipos, procedimientos y métodos. El dimensionamiento de esta actividad dependerá del modelo elegido considerando la contratación de laboratorios externos. A modo de ejemplo:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Equipos y métodos de medida: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Espectrometría alfa.</li> <li>○ Espectrometría beta (centelleo líquido).</li> <li>○ Espectrometría gamma.</li> <li>○ Sonda multiparamétrica de parámetros físico-químicos (pH, temperatura, conductividad, oxígeno disuelto...).</li> <li>○ Etc.</li> </ul> </li> <li>• Procedimientos de muestreo: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Suelos.</li> <li>○ Aguas.</li> <li>○ Componentes metálicos.</li> <li>○ Hormigón y otros materiales heterogéneos.</li> </ul> </li> <li>• Métodos de radioquímica: <ul style="list-style-type: none"> <li>○ Preparación y radioquímica de muestras de suelos (asfaltos, hormigón, suelos compactos y sedimentos).</li> <li>○ Preparación y radioquímica de muestras de estructuras (hormigón, metal, madera, pinturas, etc.).</li> <li>○ Preparación y radioquímica de otras muestras (latón, acero, plásticos, aislamiento térmico, etc.).</li> </ul> </li> </ul>
<b>Desarrollo</b>	<p>El desarrollo de esta actividad contempla las siguientes tareas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Estudio de las capacidades existentes y necesidades futuras.</li> <li>• Suministro, montaje y puesta en marcha.</li> <li>• Desarrollo de procedimientos.</li> <li>• Actualización de la documentación de planta.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Estudio de las capacidades existentes y necesidades futuras.</li> <li>• Procedimientos.</li> <li>• Actualización de la documentación de planta.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	No requiere licenciamiento específico.
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Laboratorios operativos para el análisis de las muestras que se tomen durante el desmantelamiento.</li> <li>• Personal formado y procedimientos editados.</li> <li>• Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

#### 4.7 Desmontaje de elementos convencionales

<b>Descripción</b>	<p>El objetivo de esta actividad es el desmontaje de las instalaciones, los equipos y componentes no impactados radiológicamente y en descargo definitivo que pueden ser tratados como material convencional.</p> <p>Para estas instalaciones, equipos y componentes no está previsto ningún uso en el desmantelamiento y, consecuentemente, se pueden desmontar en la etapa preparatoria con objeto de liberar espacios para ubicar las nuevas instalaciones auxiliares.</p>
--------------------	---

<b>Desarrollo</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Inventario de equipos, componentes e instalaciones convencionales para los que no está previsto un uso posterior.</li> <li>• Plan de desmontaje de elementos convencionales.</li> <li>• Ejecución.</li> <li>• Actualización de la documentación de la planta.</li> </ul>
<b>Productos</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Criterios de diseño.</li> <li>• Plan de desmontaje de elementos convencionales.</li> <li>• Actualización de la documentación de la planta.</li> </ul>
<b>Licenciamiento</b>	<p>No requiere licenciamiento específico.</p> <p>Una vez implantadas las modificaciones se actualizará el ESP y resto de documentación del proyecto, de acuerdo con la configuración real de la planta.</p>
<b>Fin de la actividad</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Desmanteladas todas la instalaciones, sistemas y equipos convencionales no impactados en la central que no vayan a tener un uso durante el desmantelamiento.</li> <li>• Gestionados los residuos convencionales derivados de su desmantelamiento.</li> <li>• Documentación de planta actualizada.</li> </ul>

## 5. ANÁLISIS DE NECESIDADES DE LICENCIAMIENTO DE ACTIVIDADES PREPARATORIAS

A continuación, se indican algunos aspectos de interés a tener en cuenta en referencia al licenciamiento de las actividades preparatorias.

### 5.1 Inventario físico y radiológico

No se considera necesario ningún proceso de licenciamiento, salvo para el Plan de Caracterización Inicial.

El CSN solicitó en el caso de C.N. José Cabrera y C.N. Santa María de Garoña que el titular enviase el Plan de Caracterización Inicial para información 6 meses antes del inicio de la toma de muestras.

Para el resto de CCNNEE, y como resultado de las lecciones aprendidas de los casos previos el Plan de Caracterización Inicial (criterios y metodología), se considera que se debe someter a apreciación favorable, si bien podrá seguir un proceso de licenciamiento paralelo a la DCEX, sin que condicione la misma.

### 5.2 Descontaminación química del circuito y sistemas auxiliares

El ESP incorporará los análisis de accidentes y de seguridad y consecuencias radiológicas asociados a las actividades de descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares.

Es importante destacar que, dados los plazos de entrega de la documentación asociada a la DCEX que se están considerando para el proceso de licenciamiento, de dos años de antelación al cese de explotación, el nivel de detalle de esta actividad no será total, puesto que para ello se requiere una ingeniería de diseño que depende de la selección del proceso de descontaminación, lo cual significa haber realizado ya la adjudicación del servicio con años de antelación y sin disponer de la aprobación del CSN para la ejecución de dicha actividad.

En casos previos, como la descontaminación química de C.N. José Cabrera, se incluyó en el ESP una información genérica sobre el proceso de descontaminación química, así como una evaluación de seguridad con los posibles accidentes considerando dicha información genérica. Posteriormente, y una vez adjudicado el servicio y realizada la ingeniería de detalle, se elaboró un Programa de Control

de la Descontaminación del primario con las condiciones, acciones y criterios de vigilancia para el control de los equipos y componentes de los sistemas, donde se incluía toda la información de detalle asociada al proceso de descontaminación y una evaluación de seguridad específica, verificando su coherencia con la incluida en el ESP. Dicho Programa de Control de la Descontaminación fue remitido, a petición del CSN, con al menos dos meses de antelación a su ejecución.

Se propone por tanto una aproximación similar para el resto de CCNNEE, con la incorporación al ESP a enviar dentro del proceso de licenciamiento de la DCEX de los resultados de los estudios previos a la descontaminación y una descripción genérica del proceso, incluyendo una evaluación/análisis de seguridad que incorpore los diferentes análisis de accidentes que puedan producirse, teniendo en cuenta la experiencia previa de C.N. José Cabrera y de los reactores BWR en operación, y referencias como el NUREG 0586.

Posteriormente, con una antelación suficiente a indicar por el CSN, se enviará un Programa de Control de la Descontaminación con una descripción de detalle del proceso y una evaluación de seguridad específica, verificando su coherencia con la incluida en el ESP, de manera que no se requiera un nuevo proceso de licenciamiento siempre que se mantenga bajo la envolvente licenciada previamente.

### **5.3 Plan de descargos definitivos**

No se requiere un proceso de licenciamiento específico para los descargos definitivos.

De acuerdo con la experiencia previa de C.N. José Cabrera y C.N. Santa María de Garoña, el CSN requirió el envío del Plan de descargos definitivos con información detallada de los sistemas de HVAC, PCI, tratamiento de residuos radiactivos y muestreo y vigilancia de efluentes.

Para el resto de CCNNEE, se remitirá al CSN el plan de descargos con carácter informativo (con antelación suficiente a su ejecución).

Adicionalmente, los sistemas que, no siendo requeridos en cese de explotación, se prevea que pueden ser necesarios para el desmantelamiento y permanezcan en hibernación, serán referenciados en el ESP, así como el plan de mantenimiento en hibernación que pueda ser necesario.

### **5.4 Reducción y eliminación de riesgos**

Se revisarán los estudios de diseño del PCI tomando como base las cargas de fuego en la nueva configuración (una vez ejecutados los descargos y se hayan reducido los residuos peligrosos). Se reclasificarán las áreas de fuego teniendo en cuenta las posibles modificaciones debidas a las actividades preparatorias

El nuevo Análisis de Riesgos de Fuego (ARF) y el nuevo Manual de Protección contra Incendios (MPCI), adaptados a la situación de cese definitivo de la explotación de la central, se actualizarán según se indica en el documento del GT1 (ref. [17]).

Los residuos impactados derivados de esta actividad se tendrán en cuenta en la adaptación del Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado (PGRyCG) para las nuevas corrientes y cantidades que puedan producirse. Este PGRyCG formará parte de la elaboración de los Documentos Oficiales de Parada (DOP). Esto es extensible también a los residuos que puedan generarse en otras actividades preparatorias, como la adaptación de sistemas e instalaciones y, sobre todo, la descontaminación química de sistemas.

## 5.5 Adaptación de sistemas e instalaciones

No requiere, a priori, licenciamiento, siguiendo requisitos de IS-21 (ref. [2]). Para cada una de las modificaciones de diseño se realizará el correspondiente análisis previo y, en su caso, evaluación de seguridad, con el fin de determinar si se requiere autorización ministerial.

Una vez implantadas las modificaciones, se actualizará el ESP en base a evaluaciones de seguridad realizadas, de acuerdo con la configuración real de la planta. Para aquellas modificaciones que requieran de dicha autorización, en cumplimiento con la IS-21, se remitirá al CSN la documentación soporte de dichas modificaciones que incluirá, entre otros, su impacto en el ESP.

La necesidad de solicitar autorización para utilizar los almacenes adaptados con anterioridad a la concesión de la AD deberá valorarse de acuerdo con la IS-21 y con los criterios aplicables del NUREG-0800 (ref. [4]) incorporados al ESP.

Las modificaciones a las instalaciones de vigilancia y control se tendrán en cuenta en la adaptación del Plan de Protección Física (PPF), pasando el correspondiente proceso de aprobación según Real Decreto 1308/2011 (ref. [5]).

## 6. CONCLUSIONES

De acuerdo con los apartados anteriores, las actividades preparatorias del desmantelamiento que, por su naturaleza y alcance, requerirían un proceso de licenciamiento, a realizar conjuntamente con el análisis de la seguridad nuclear y la protección radiológica para la situación de cese de explotación, es decir, dentro del licenciamiento de la DCEX, serían

- la descontaminación química del circuito primario y sistemas auxiliares y
- aquellas modificaciones de diseño que así lo requieran en aplicación de la IS-21 o a criterio del CSN.

Posteriormente, con una antelación suficiente a indicar por el CSN, se enviará un Programa de Control de la Descontaminación con una descripción de detalle del proceso y una evaluación de seguridad específica, verificando su coherencia con la incluida en el ESP, de manera que no se requiera un nuevo proceso de licenciamiento siempre que se mantenga bajo la envolvente licenciada previamente.

La actualización del Manual de Protección contra Incendios (MPCI), adaptados a la situación de cese se ha analizado en el GT1 (ref. [17]), donde se ha concluido que se actualizarán en un plazo de seis meses tras la DCEX, siempre que el titular justifique que continúan quedando envueltos por los riesgos de incendio analizados para la situación de explotación en ese período.

El Plan de caracterización inicial (criterios y metodología) se someterá a apreciación favorable, si bien podrá seguir un proceso de licenciamiento paralelo a la DCEX, sin que dicho proceso condicione la misma.

Por otro lado, la información de detalle relativa a las actividades preparatorias del desmantelamiento debe ser incluida en la revisión del Plan Preliminar de Desmantelamiento que debe enviarse para apreciación favorable antes de un año tras el cese definitivo de explotación de la central, conforme a los requisitos de la IS-45, a menos que ya se haya solicitado la autorización de desmantelamiento.

## 7. REFERENCIAS

- [1] Términos de referencia. Grupo de Trabajo 2 (GT2) sobre Actividades preparatorias durante el cese (Grupo CSN-ENRESA-Sector sobre procesos de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [2] Instrucción IS-21, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, «BOE» núm. 43, de 19 de febrero de 2009.
- [3] NUREG 0586, Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities.
- [4] NUREG 0800, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition.
- [5] Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas.
- [6] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.1 para el desarrollo del Inventario Físico Rev. 0.
- [7] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.2 para el desarrollo de la Historia Operativa Rev. 0.
- [8] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.3 para el desarrollo del Plan de Caracterización Inicial Rev. 0.
- [9] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.4 para el desarrollo del Inventario Radiológico Rev. 0.
- [10] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.5 para la adaptación de sistemas e instalaciones para el desmantelamiento Rev. 0.
- [11] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.6 para la Descontaminación de Sistemas Rev. 0.
- [12] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.7 para la Retirada de residuos peligrosos Rev. 0.
- [13] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.8 para la Elaboración de un Plan de Logística Rev. 0.
- [14] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 2: Guía 2.9 para Análisis de la capacidad de medida de la radiactividad en centrales nucleares en operación frente a las necesidades para el desmantelamiento Rev. 0.
- [15] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 1.2: Análisis de las necesidades de licencia de las actividades preparatorias.
- [16] Grupo de Trabajo para la Mejora del Proceso de Desmantelamiento del Parque Nuclear Español, Línea 1.2: Análisis de procesos de autorización de modificaciones de diseño en fase de operación, cese y desmantelamiento.
- [17] GTDCEX/GT1/01, Metodología de desarrollo de la documentación soporte para la solicitud de obtención de la declaración de cese de explotación (diciembre 2024).



**Grupo AD-HOC (CSN, ENRESA, SECTOR) para la definición de la Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a la Transferencia de Titularidad**

**GRUPO DE TRABAJO Nº3**

**LICENCIAS DE OPERACIÓN Y USO DEL SIMULADOR**

**GTDCEX/GT3/01**

**ADAPTACIÓN DE LA IS-11 PARA CENTRALES EN CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN**

Revisión 0

05/01/25

Por el CSN:	Por ENRESA:	Por el Sector:
Fdo.:	Fdo.:	Fdo.:

## ADAPTACIÓN DE LA IS-11 PARA CENTRALES EN CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN

<b>1. ANTECEDENTES Y OBJETO.....</b>	<b>3</b>
<b>2. APLICABILIDAD.....</b>	<b>3</b>
<b>3. PROPUESTA DE ITC A CENTRALES EN CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN .....</b>	<b>4</b>
<b>4. CONCLUSIONES .....</b>	<b>10</b>
<b>5. REFERENCIAS .....</b>	<b>11</b>
<b>ANEXO A: Propuesta de ITC genérica relativa al personal con licencia de operación en CCNN en situación de cese definitivo de explotación.....</b>	<b>12</b>
ANEXO 1: Contenido del examen escrito para aspirantes a licencia de operador .....	18
ANEXO 2: Contenido adicional del examen escrito para aspirantes a licencia de supervisor ..	20
ANEXO 3: Situaciones operativas mínimas a entrenar en el simulador de sala de control de alcance total o en el puesto de trabajo para el programa de formación y entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia .....	21
ANEXO 4: Competencias mínimas a entrenar en el simulador de sala de control de alcance total o en el puesto de trabajo para el programa de formación y entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia de operación .....	22
ANEXO 5: Contenidos mínimos para el programa de formación y entrenamiento continuo del personal con licencia .....	23

## 1. ANTECEDENTES Y OBJETO

La Instrucción IS-11 revisión 1 sobre Licencias de personal de operación de centrales nucleares (ref. [1]), especifica en su Capítulo Primero que:

*“La presente Instrucción tiene por objeto establecer los criterios generales que se deben cumplir en relación con las licencias de personal de operación de las centrales nucleares que concede el Consejo de Seguridad Nuclear (en adelante, CSN),... hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento de la central nuclear.”*

Por tanto, la situación administrativa de una central que ha recibido la correspondiente Orden Ministerial (OM) en la que se establece la “Declaración de su cese definitivo de explotación” entra dentro del ámbito de aplicación de dicha Instrucción. En este sentido, en el mismo capítulo se indica expresamente que:

*“Una vez declarada la situación de cese definitivo de una central nuclear, el CSN determinará el tipo de licencias que sean necesarias, así como el método de obtención y renovación de las mismas y el resto de las funciones y requisitos asignados a cada una de ellas, sirviendo la presente Instrucción de marco normativo supletorio.”*

La central nuclear de Santa María de Garoña (en adelante SMG) se encontraba en cese definitivo de explotación desde la emisión de la OM de 10 de julio de 2013 (ref. [3]). Desde entonces, y en un proceso ad-hoc, el modelo de licencias de operación de la central se fue adaptando a las necesidades reales de la instalación, lo cual se llevó a cabo con ciertas dificultades al no estar esta situación prevista explícitamente en la normativa española.

En 2019, la DSN remitió al Pleno el informe CSN/TGE/OFHF/19/2752, que sirvió de base para la emisión por parte del CSN de una Instrucción Técnica Complementaria (ITC) específica para SMG (ref. [4]), así como para la elaboración del presente entregable del GT3.

Este documento se ha desarrollado en el seno del Grupo de Trabajo CSN-ENRESA-Sector sobre procesos de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad. En concreto, en el Grupo de Trabajo 3 (GT3) sobre transición de las licencias del personal de operación y uso del simulador de alcance total de sala de control tras el cese (ref. [2]), y constituye el *entregable* asociado a la tarea 1 de este Grupo.

## 2. APLICABILIDAD

Se propone emitir una ITC específica de personal con licencia en cese de explotación al mismo tiempo que se emita para cada CN la ITC para la preparación de la solicitud de declaración de cese definitivo de explotación, o con suficiente antelación a dicha declaración de cese, y entrará en vigor cuando se emita la declaración de cese definitivo de explotación. Esta ITC específica regula aspectos que deberán ser efectivos en una CN cuando se cumplan las siguientes circunstancias:

- Se ha publicado ya la OM con la declaración del cese definitivo de la explotación de la central.
- El núcleo del reactor está definitivamente sin combustible, y éste se encuentra almacenado en la piscina de combustible o en el ATI de la central.

A medida que transcurre el tiempo desde la parada en situación de cese definitivo se dan dos circunstancias adicionales:

- Un importante número de sistemas, equipos y lógicas de actuación automática se inhiben o quedan fuera de servicio por no ser necesario (o posible) su uso en situación de cese

definitivo. Con esta reducción de sistemas activos se produce también una disminución significativa de las funciones o tareas específicas de las licencias de operación, tanto en situación normal como en accidente.

- La reducción del calor residual de los elementos combustibles almacenados en la piscina de combustible conlleva que la evolución de las variables de seguridad en caso de ocurrir un incidente es más lenta que la considerada en los análisis del EFS de la central en operación. Ello supone que el turno de operación dispone de un tiempo más amplio para el análisis de la situación, adoptar las decisiones pertinentes con el apoyo del resto del personal de la planta y tomar las acciones necesarias. Por tanto, el riesgo de daño a los elementos de combustible es considerablemente más bajo.

Teniendo en cuenta esas dos circunstancias adicionales, existe un momento a partir del cual no se considera ya necesario el uso de un Simulador de Sala de Control de alcance total (en adelante SSC) para el entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia de operación. Este momento deberá determinarse para cada central teniendo en cuenta los elementos almacenados en la piscina de combustible, los sistemas de seguridad y soporte requeridos y las acciones que deba adoptar el turno de operación para mitigar los accidentes contemplados en los análisis de seguridad de la central (incluido el análisis de APS). El titular podrá solicitar al CSN, de acuerdo a los requisitos de la ITC, prescindir del uso del SSC.

### 3. PROPUESTA DE ITC A CENTRALES EN CESE DEFINITIVO DE EXPLOTACIÓN

Tal y como se indica en el punto 2, se propone la emisión de una ITC relativa a las licencias de personal de operación de las centrales en cese definitivo de explotación.

Dicha ITC se estructurará de acuerdo a los nueve primeros capítulos de la propia IS-11 Rev.1 según el modelo que se incluye en el Anexo. Sin embargo, la numeración de cada artículo y los requisitos dentro de cada artículo de esta ITC son específicos, no existiendo una correlación exacta con la numeración de los artículos y sus requisitos de cada capítulo de la IS-11. En la redacción de los apartados que siguen y en la ITC genérica del Anexo se ha establecido la convención de poner entre corchetes los elementos que deben modificarse para adaptar la ITC genérica a cada caso concreto. Los valores que aparecen entre corchetes en los apartados siguientes son los que se aplicaron a SMG, a excepción de los que se refieren al SSC.

La ITC contemplará los aspectos que aparecen en el enumerado a continuación, donde se ha mantenido la numeración de apartados de la IS-11 por consistencia, si bien en algunos puntos no hay requisitos adicionales:

#### 1. Objeto y ámbito de aplicación.

El objetivo de la ITC es establecer los criterios generales que se deben cumplir en relación con las licencias de personal de operación de las centrales nucleares, que concede el Consejo de Seguridad Nuclear (en adelante, CSN), en el periodo que va desde el cese definitivo de explotación de la central, o de una unidad de la central, hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento de las centrales nucleares.

El contenido de esta "ITC genérica" toma como referencia la IS-11, restringiendo su alcance a aquellos requisitos de la IS-11 que no son aplicables a la situación de cese. Para los requisitos no recogidos explícitamente en esta ITC aplica lo dispuesto en la IS-11, como norma supletoria.

## 2. Definiciones.

No hay definiciones adicionales.

## 3. Licencias del personal de operación.

Las licencias de operación y sus condiciones limitativas deben adaptarse a los puestos de trabajo y a las funciones propias de la situación de cese definitivo de explotación. En consecuencia:

3.A. La central debe contar con un “modelo de personal con licencia de operación para la situación de cese definitivo de la explotación” (en adelante, el modelo) que, de acuerdo a los requisitos establecidos en la normativa, incluyendo esta ITC, incluya los siguientes aspectos:

- los tipos de licencias existentes
- las funciones encomendadas a dichas licencias
- la composición del turno de operación, especificando el número y tipo de licencias presentes en sala de control y en la central nuclear.
- en las centrales nucleares con dos unidades considerará las combinaciones de fases de explotación y cese de ambas unidades.

El modelo se debe desarrollar de forma completa y detallada en el correspondiente procedimiento de Operación de la central [PADO-002] que describe las licencias, los puestos de trabajo y funciones del personal del turno de operación.

El modelo estará contenido, en lo que le corresponde, en el Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP) y se trasladará, también en lo que corresponda, a las normas administrativas de las Especificaciones Técnicas en Parada (ETP).

Esto es, el procedimiento de Operación que describe el modelo se convierte en un documento único y actualizado que sirve de referencia para los restantes, garantizando la homogeneidad y coherencia entre ellos.

3.B. Las licencias de operación serán, de acuerdo al RINR, Licencia de Supervisor (LS) y Licencia de Operador (LO):

- No será necesario que el nombre de la LO se complemente con ningún adjetivo o condición limitativa relativa al puesto de trabajo ocupado, tal como Operador de Sala, siempre que dicha Licencia autorice a operar todos los equipos necesarios en la situación de cese de explotación, sin restricciones.
- La IS-11 establece que la LS: “... capacita para operar los dispositivos de control y protección en circunstancias específicamente procedimentadas o necesarias para la seguridad nuclear”. Teniendo en cuenta lo anterior, y previa autorización del CSN, los titulares de una LS podrán desempeñar el puesto de trabajo que corresponde a una LO.
- Atendiendo a lo establecido en el punto anterior sobre la LS, será necesario también que el titular documente y procedimente estas funciones adicionales de la LS, en su “Modelo de personal con licencia de operación para la situación de cese definitivo de la explotación” que se desarrolla en su correspondiente procedimiento de Operación [PADO-002] y se incorpore la descripción de tareas, en lo que corresponda, en su RFP y ETP.

- 3.C. El modelo que se desarrolle debe tener en cuenta explícitamente la composición del equipo de operación de sala de control. Por ejemplo, si fuera el caso, la posibilidad de que un equipo de operación esté constituido por una LO y una LS, o por dos LS (una de ellas actuando como Operador).
- 3.D. En el caso de centrales con dos unidades, el modelo que se desarrolle debe tener en cuenta explícitamente la situación de explotación o cese de ambas unidades.
- 3.E. Este modelo, y su traslación a las ETP, debe establecer mecanismos fiables de vigilancia añadida para aquellos periodos de tiempo, si fuera el caso, en que sólo la persona con licencia que ejerce el puesto de Operador permanezca en Sala de Control. Una opción aceptable sería establecer un protocolo de comunicaciones entre la LS de turno y la Licencia que desempeña el puesto de Operador, con frecuencia igual o inferior a una hora.
- 3.F. En las condiciones limitativas de las nuevas licencias de personal de operación, o en las licencias que se renueven a partir de la fecha de entrada en vigor de la declaración de cese definitivo de explotación, se indicará:

“Esta licencia autoriza, exclusivamente, para desempeñar las funciones [de Operador o de Supervisor] en la situación de cese definitivo de explotación, según el procedimiento [PADO 002]” referenciándose el procedimiento apropiado de cada central, al igual que se hace con los procedimientos correspondientes para las centrales nucleares en explotación.

El párrafo anterior será aplicable también en el caso de las centrales nucleares con dos unidades, en el periodo en el que una unidad se encuentre en cese y otra en explotación, cuando la licencia esté asignada exclusivamente a la unidad en cese.

- 3.G. Para la gestión del proceso de cambio de una central nuclear en explotación a una central en cese definitivo, el titular analizará y tramitará al CSN las solicitudes que resulten necesarias para la reconversión de las licencias vigentes al nuevo modelo de personal con licencias que se establezca.

#### 4. Cualificaciones del personal con licencia.

##### 4.A. Diseño Sistemático de la Formación (DSF):

- 4.A.a) Previamente al cambio efectivo del modelo de licencias, el DSF se actualizará a las nuevas circunstancias de cese definitivo de explotación. Se tendrán en cuenta los contenidos que se han desarrollado para los anexos de la ITC Genérica.
- 4.A.b) En el diseño de la formación deberán tenerse en cuenta de manera explícita las nuevas tareas atribuidas al personal con licencia, cuando aplique, como por ejemplo:
- La capacidad de operar en paneles de una LS ejerciendo el puesto de Operador.
  - La capacidad de realizar operaciones específicas en paneles de una LS ejerciendo el puesto de [Ayudante de Jefe de Turno o de Jefe de Turno].
  - La capacidad de operar en todos los paneles activos de una LO que hubiera estado limitada a un determinado puesto en la fase de explotación de la central.
  - En las centrales con dos unidades, la capacidad de operar en ambas

unidades, acorde a su estado de operación.

- 4.A.c) Para la gestión del proceso de cambio de una central nuclear en explotación a una central en cese definitivo (incluyendo el caso de cese de una unidad en centrales con dos unidades), en el marco del DSF, el titular analizará las competencias de cada persona con licencia y planificará los programas de formación inicial y continua para la reconversión de las personas con licencias vigentes al nuevo modelo de personal con licencias que se establezca.
- 4.B. Se mantienen los requisitos de la IS-11 en cuanto a la titulación académica para solicitar licencias de operador y supervisor, o para ampliación de la licencia de operador para supervisar el movimiento de combustible. Excepcionalmente, el Tribunal podrá aceptar a examen para esta ampliación, de manera justificada, a operadores con licencia experimentados que no estén en posesión de la titulación mínima requerida.
- 4.C. Simulador de Sala de Control de alcance total: El SSC deberá estar operativo, en lo que concierne a todos los equipos y sistemas necesarios para mantener las funciones de seguridad nuclear en la situación de cese de explotación, para su uso en la formación y entrenamiento del personal de operación con licencia mientras sea necesario. Cuando sea prescindible, el SSC dejará de estar requerido. Para determinar a partir de qué momento tras la declaración de cese el SSC puede ser prescindible, el titular tendrá en cuenta el entorno formativo más adecuado resultante del DSF del personal con licencia en situación de cese definitivo de explotación, y aplicará los criterios técnicos que establezca, con el acuerdo del CSN, que permitan demostrar justificadamente si se puede utilizar una alternativa válida al SSC para la formación práctica en esa situación de cese<sup>1</sup>.
- 4.D. Formación y entrenamiento inicial:
- 4.D.a) El titular debe disponer de programas de formación y entrenamiento inicial resultantes del nuevo DSF.
- 4.D.b) El programa de formación inicial tendrá una duración mínima adecuada para la Licencia de Operador y otra para la Licencia de Supervisor. El programa para la supervisión del movimiento de combustible tendrá una duración adicional mínima. El programa de la LS que capacite para desempeñar el puesto de una LO, asegurará la vigencia de las capacidades de la LO.
- 4.D.c) La ITC establecerá requisitos de formación inicial lectiva para cada licencia, incluyendo un mínimo de horas de formación.
- 4.D.d) La ITC establecerá requisitos de formación inicial en el SSC, incluyendo un número mínimo de horas de formación. No se requerirán horas de entrenamiento en el SSC a partir del momento que se determine siguiendo los criterios establecidos anteriormente.
- 4.D.e) La ITC establecerá unos requisitos de formación inicial en el Puesto de Trabajo (Sala de Control y Planta), incluyendo un mínimo de horas de formación. Estos requisitos pueden ser distintos en función de si se requiere o no el entrenamiento en el SSC.

---

<sup>1</sup> Ver el entregable GTDCEX/GT3/02 (ref. [5])

## 5. Solicitud y concesión de licencias.

- 5.A. El programa de formación y entrenamiento inicial resultante de los análisis realizados será remitido al CSN atendiendo a los requisitos y plazos de la IS-11 vigente. El programa se considerará aceptado por el Tribunal de Licencias del CSN si no hay una resolución en contra.
- 5.B. El Tribunal de Licencias determinará cómo se debe realizar el proceso de evaluación que acredite que el personal con nuevas licencias o modificadas tiene la aptitud técnica para la situación de cese definitivo de explotación.
- 5.C. A partir del momento en que el SSC no sea requerido, los exámenes de aspirantes a licencia de operación constarán de dos partes: examen escrito y examen en planta.
- 5.D. Los exámenes se realizarán de acuerdo a los contenidos indicados en los Anexos 1 a 4 de este informe.
- 5.E. Excepcionalmente, y previo acuerdo del Tribunal de Licencias, los exámenes podrán ser realizados por el vocal de planta del Tribunal de Licencias, con la supervisión del Presidente, del Secretario o de los vocales del CSN. Las conclusiones de la evaluación se reflejarán en Actas del Tribunal.
- 5.F. La ITC establecerá un periodo de tutela efectiva directa, tras la obtención de la licencia, para una nueva LS, para una LO y para la Licencia que capacita para la Supervisión del Movimiento de Combustible Nuclear.

## 6. Formación y entrenamiento continuo del personal con licencia.

- 6.A. La ITC establecerá que el titular de la CN disponga de programas de formación y entrenamiento continuo resultantes del nuevo DSF. Se tendrán en cuenta los contenidos desarrollados en los anexos 3, 4 y 5 de la ITC.
- 6.B. La ITC establecerá que el programa de la LS que capacite para desempeñar el puesto de una LO asegure la vigencia de las capacidades de la LS y de la LO.
- 6.C. El análisis que el titular realice en el marco del DSF deberá determinar cómo realizar el proceso de evaluación para garantizar que el personal con licencia que disponga de nuevas licencias, o modificadas, en la situación de cese mantiene la aptitud técnica para la situación de cese definitivo de explotación.
- 6.D. La ITC establecerá unos requisitos de horas de formación continua lectiva para el personal con licencia.
- 6.E. La ITC establecerá unos requisitos de horas de entrenamiento en el SSC mientras éste sea requerido.
- 6.F. No se requieren horas de entrenamiento en el SSC a partir del momento en que el SSC no sea requerido, siendo sustituido por entrenamiento en el Puesto de Trabajo.
- 6.G. La ITC establecerá los requisitos de horas de entrenamiento en el Puesto de Trabajo (en Sala de Control y en Planta) en relación a situaciones normales, anormales y accidentales tanto para el periodo en que el SSC es requerido como para el periodo posterior.

## 7. Renovación de licencias.

No hay requisitos diferentes a los establecidos en la IS-11.

## 8. Condiciones de permanencia activa, y suspensión y pérdida de la licencia por inactividad.

Recuperación de las condiciones de permanencia activa.

Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa, la ITC establecerá las condiciones para incorporarse nuevamente al turno, que deberán incluir:

8.A. Recuperar la formación continua que pudiera haber perdido del puesto de trabajo que vaya a desempeñar y

8.B. Mantener la calificación de aptitud para el puesto de trabajo con licencia y para el trabajo con radiaciones ionizantes (o apto en determinadas condiciones y en este caso indicándolas) concedido por un servicio de prevención de riesgos laborales, especificando que sus condiciones físicas o psicológicas no afectarán de modo adverso al desempeño de sus deberes como personal con licencia, y

8.C. Para las licencias con dedicación exclusiva a la operación de unidades, o de centrales, en cese definitivo de explotación, cumplir los periodos adicionales de entrenamiento especificados en los apartados siguientes en función del tiempo durante el cual se haya perdido dicha condición. En el caso particular de que el periodo de inactividad se haya debido a la participación de la persona en un periodo de formación para poder acceder a otra licencia de operación de la propia central, estos tiempos se podrán reducir de manera justificada como máximo en un 50%.

8.C.a) Inactividad continuada superior a tres meses pero inferior a seis, o por inactividad acumulada de seis meses en un periodo de nueve.

Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.C.b) Inactividad continuada superior a seis meses.

i. Realizar un entrenamiento complementario entre SSC, si éste aún fuera requerido, y Puesto de Trabajo.

ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.C.c) Inactividad continuada superior a doce meses.

i. Realizar un entrenamiento complementario entre SSC, si éste aún fuera requerido, y Puesto de Trabajo.

ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D. En el caso de las centrales nucleares con dos unidades, con una en cese y otra en explotación, para las licencias que hayan perdido la condición de permanencia activa para la unidad en explotación por estar trabajando a turnos en la unidad en cese, cumplir los periodos adicionales de entrenamiento especificados en los apartados siguientes en función del tiempo durante el cual se haya perdido dicha condición.

8.D.a) Inactividad continuada superior a tres meses pero inferior a seis, o por inactividad acumulada de seis meses en un periodo de nueve.

Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D.b) Inactividad continuada superior a seis meses.

- i. Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, a determinar en la ITC.
- ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D.c) Inactividad continuada superior a doce meses.

- i. Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, a determinar en la ITC.
- ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control, a determinar en la ITC, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.E. En el caso concreto de las funciones de supervisión de movimiento de combustible, se perderán las condiciones de permanencia activa, o se alcanzarán las condiciones de suspensión o de pérdida de la licencia por inactividad cuando se hayan sobrepasado los plazos establecidos en la IS-11 sin haber ejercido dichas funciones en una operación de movimiento de combustible.

#### 9. Comunicaciones necesarias.

No hay requisitos diferentes a los establecidos en la IS-11.

#### 4. CONCLUSIONES

En este informe se sustenta la propuesta de emisión por parte del CSN de una Instrucción Técnica Complementaria en relación con las licencias de personal de operación, a las centrales que se encuentren en situación de cese definitivo de explotación. Este documento constituye una actualización tras la aplicación de la ITC específica de SMG, las reuniones del GTDCEX/GT3 y la consideración de centrales nucleares con dos unidades.

En este contexto, se ha elaborado una "ITC genérica" cuyo contenido toma como referencia la IS-11, modificando su alcance en aquellos requisitos de la IS-11 que no son aplicables a la situación de cese y actualizándola según lo indicado. Para los requisitos no recogidos explícitamente en esta ITC aplica lo dispuesto en la IS-11, como norma supletoria.

Esta propuesta de "ITC genérica" (para centrales en cese definitivo de explotación) tiene aplicación inmediata a corto plazo para emitir una ITC específica para CN Almaraz, y tendrá aplicación futura para emitir ITCs específicas a otras centrales nucleares cuando se vaya a declarar el cese definitivo de su explotación.

En el Anexo A de este informe se incluye esta "ITC genérica".

## 5. REFERENCIAS

- [1] La Instrucción IS-11 revisión 1, de 30 de enero de 2019, BOE del 15 de febrero de 2019, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Licencias de personal de operación de centrales nucleares
- [2] Términos de referencia. Grupo de Trabajo 3 (GT3) sobre transición de las licencias de personal de operación y uso del simulador de alcance total de sala de control tras el cese de explotación (Grupo CSN-ENRESA-Sector sobre proceso de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [3] Orden IET/1302/2013, de 5 de julio, por la que declara el cese definitivo de la explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña, «BOE» núm. 164, de 10 de julio de 2013
- [4] CSN/ITC/SG/SMG/19/01 Instrucción Técnica Complementaria (ITC) sobre formación de personal con licencia de operación de la central nuclear Santa María de Garoña (octubre 2019).
- [5] GTDCEX/GT3/02 Rev.0, Metodología de análisis para establecer la aplicabilidad de un simulador de sala de control de alcance total para la formación durante la fase de cese de explotación

## **ANEXO A: Propuesta de ITC genérica relativa al personal con licencia de operación en CCNN en situación de cese definitivo de explotación**

El contenido de esta “Instrucción Técnica Complementaria (ITC) genérica” toma como referencia la IS-11, restringiendo su alcance a aquellos requisitos de la IS-11 que no son aplicables a la situación de cese definitivo de la explotación. Para los requisitos no recogidos explícitamente en esta ITC aplica lo dispuesto en la IS-11, como norma supletoria.

En esta ITC genérica se ha establecido la convención de poner entre corchetes los elementos que deben modificarse para adaptarla a cada caso concreto. Los valores que aparecen entre corchetes en los apartados siguientes son aplicables a CN SM Garoña, a excepción de los que se refieren al Simulador de Sala de Control.

### **1. OBJETO Y ÁMBITO DE APLICACIÓN.**

Esta ITC establece los criterios que se deben cumplir en relación con las licencias de personal de operación de las centrales nucleares que concede el Consejo de Seguridad Nuclear (en adelante, CSN), en el periodo que va desde el cese definitivo de explotación de la central, o de una unidad de la central, hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento.

En todo lo no regulado de manera explícita en esta ITC aplicará lo dispuesto en la IS-11, revisión 1, de 15 de febrero de 2019.

### **2. DEFINICIONES**

No hay definiciones adicionales a las incluidas en la IS-11.

### **3. LICENCIAS DEL PERSONAL DE OPERACIÓN.**

3.A. El titular de la CN deberá contar con un “modelo de personal con licencia de operación para la situación de cese definitivo de la explotación” (en adelante, el modelo), que describa:

- los tipos de licencias existentes
- las funciones encomendadas a dichas licencias
- la composición del turno de operación, especificando el número y tipo de licencias presentes en sala de control y en la central nuclear.
- en las centrales nucleares con dos unidades considerará las combinaciones de fases de explotación y cese de ambas unidades.

El titular de la CN desarrollará este modelo de forma completa y detallada en el correspondiente procedimiento de Operación de la central que describe las licencias, los puestos de trabajo y funciones del personal del turno de operación. El modelo estará contenido, en lo que le corresponde, en el Reglamento de Funcionamiento en Parada (RFP) y se trasladará, también en lo que le corresponde, a las normas administrativas de las Especificaciones Técnicas en Parada (ETP).

El modelo de licencias tendrá las características que se mencionan en los párrafos siguientes.

3.B. Las licencias serán, de acuerdo al RINR, Licencia de Supervisor (LS) y Licencia de Operador (LO). Adicionalmente:

- La Licencia de Operador autoriza a operar todos los equipos necesarios en la situación de cese de explotación, sin restricciones.

- La Licencia de Supervisor autoriza a operar los equipos desde Sala de Control en circunstancias específicamente procedimentadas o necesarias para la seguridad nuclear. Así mismo, previa autorización del CSN, los titulares de una LS podrán desempeñar el puesto de trabajo que corresponde a una LO.
- 3.C. El titular de la CN documentará y procedimentará las funciones adicionales de la Licencia de Supervisor en el procedimiento de Operación correspondiente. La descripción de tareas se incorporará, en lo que corresponda, en su RFP y ETP.
- 3.D. El titular de la CN deberá contemplar en sus procedimientos la composición del equipo de operación de sala de control. Por ejemplo, la posibilidad de que un equipo de operación esté constituido por una LO y una LS, o por dos LS (una de ellas actuando como Operador).
- 3.E. En el caso de centrales con dos unidades, el modelo que se desarrolle debe tener en cuenta explícitamente la situación de explotación o cese de ambas unidades.
- 3.F. El titular de la CN establecerá en un procedimiento de la sección de Operación los mecanismos de vigilancia añadida para aquellos periodos de tiempo en que sólo la persona con licencia que ejerce el puesto de Operador permanezca en Sala de Control.
- 3.G. En las condiciones limitativas de las nuevas licencias de personal de operación, o en las licencias que se renueven a partir de la fecha de entrada en vigor de la declaración de cese definitivo de explotación, se indicará:
- “Esta licencia autoriza, exclusivamente, para desempeñar las funciones [de Operador o de Supervisor] en la situación de cese definitivo de explotación, según el procedimiento [PADO 002]” referenciándose el procedimiento apropiado de cada central, al igual que se hace con los procedimientos correspondientes para las centrales nucleares en explotación.
- El párrafo anterior será aplicable también en el caso de las centrales nucleares con dos unidades, en el periodo en el que una unidad se encuentre en cese y otra en explotación, cuando la licencia esté asignada exclusivamente a la unidad en cese.
- 3.H. Para la gestión del proceso de cambio de una central nuclear en explotación a una central en cese definitivo, el titular analizará y tramitará al CSN las solicitudes que resulten necesarias para la reconversión de las licencias vigentes al nuevo modelo de personal con licencias que se establezca.

#### 4. CUALIFICACIONES DEL PERSONAL CON LICENCIA.

- 4.A. Diseño Sistemático de la Formación (DSF):
- 4.A.a) Previamente al cambio efectivo en el modelo de licencias, el DSF se actualizará a las nuevas circunstancias de cese definitivo de explotación. Se tendrán en cuenta los contenidos desarrollados en los anexos de esta ITC.
- 4.A.b) En el diseño de la formación deberán tenerse en cuenta de manera explícita las nuevas tareas atribuidas al personal con licencia, cuando aplique, como por ejemplo:
- La capacidad de operar en paneles de una LS ejerciendo el puesto de Operador.
  - La capacidad de realizar operaciones específicas en paneles de una LS ejerciendo el puesto de [Ayudante de Jefe de Turno o de Jefe de Turno].
  - La capacidad de operar en todos los paneles activos de una LO que hubiera estado limitada a un determinado puesto en la fase de explotación de la central.

- En las centrales con dos unidades, la capacidad de operar en ambas unidades, acorde a su estado de operación.
- 4.A.c) Para la gestión del proceso de cambio a una central en cese definitivo (incluyendo el caso de cese de una unidad en centrales con dos unidades), en el marco del DSF, el titular analizará las competencias de cada persona con licencia y planificará los programas de formación inicial y continua para la reconversión de las personas con licencias vigentes al nuevo modelo de personal con licencias que se establezca.
- 4.B. Se mantienen los requisitos de la IS-11 en cuanto a la titulación académica para solicitar licencias de operador y supervisor, o para ampliación de la licencia de operador para supervisar el movimiento de combustible. Excepcionalmente, el Tribunal podrá aceptar a examen para esta ampliación, de manera justificada, a operadores con licencia experimentados que no estén en posesión de la titulación mínima requerida.
- 4.C. Simulador de Sala de Control (SSC) de alcance total: En lo que concierne a todos los equipos y sistemas necesarios para mantener las funciones de seguridad nuclear en la condición de cese de explotación, el SSC deberá estar operativo para su uso en la formación y entrenamiento del personal de operación con licencia mientras sea necesario. Cuando sea prescindible, el SSC dejará de estar requerido. Para determinar a partir de qué momento tras la declaración de cese el SSC puede ser prescindible, el titular tendrá en cuenta el entorno formativo más adecuado resultante del DSF del personal con licencia en situación de cese definitivo de explotación, y aplicará los criterios técnicos que establezca, con el acuerdo del CSN, que permitan demostrar justificadamente si se puede utilizar una alternativa válida al SSC para la formación práctica en esa situación de cese<sup>2</sup>.
- 4.D. Formación y entrenamiento inicial:
- 4.D.a) El titular debe disponer de programas de formación y entrenamiento inicial, resultantes del nuevo DSF.
  - 4.D.b) Este programa tendrá una duración mínima de [800 horas (seis meses)] para la Licencia de Operador y de [600 horas (cuatro meses)] para la Licencia de Supervisor. El programa para la supervisión del movimiento de combustible tendrá una duración adicional mínima de [80] horas. El programa de la LS que capacite para desempeñar el puesto de una LO asegurará la vigencia de las capacidades de la LO.
  - 4.D.c) El número mínimo de horas de formación inicial lectiva para la Licencia de Operador será de [400] horas; para la Licencia de Supervisor será de [300] horas.
  - 4.D.d) El número mínimo de horas de formación inicial en el SSC para la Licencia de Operador será de [100] horas; para la Licencia de Supervisor será de [50] horas. No se requieren horas de entrenamiento en el SSC a partir del momento que se determine siguiendo los criterios establecidos anteriormente.
  - 4.D.e) El número mínimo de horas de formación inicial en el Puesto de Trabajo (Sala de Control y Planta) para la Licencia de Operador cuando el SSC sea requerido será de [200] horas y de [300] horas cuando el SSC no sea requerido. Para la Licencia de Supervisor cuando el SSC sea requerido será de [200] horas y de [250] horas cuando el SSC no sea requerido.

---

<sup>2</sup> Ver el entregable GTDCEX/GT3/02

## 5. SOLICITUD Y CONCESIÓN DE LICENCIAS.

- 5.A. El programa de formación y entrenamiento inicial resultante de los análisis realizados será remitido al CSN atendiendo a los requisitos y plazos de la IS-11 vigente. El programa se considerará aceptado por el Tribunal de Licencias del CSN si no hay una resolución en contra.
- 5.B. El Tribunal de Licencias determinará cómo se debe realizar el proceso de evaluación que acredite que el personal con nuevas licencias o modificadas tiene la aptitud técnica para la situación de cese definitivo de explotación.
- 5.C. A partir del momento en que el SSC no sea requerido, los exámenes de aspirantes a licencia de operación constarán de dos partes: examen escrito y examen en planta.
- 5.D. Los exámenes se realizarán teniendo en cuenta los contenidos indicados en los Anexos 1, 2, 3 y 4 de esta ITC.
- 5.E. Excepcionalmente, y previo acuerdo del Tribunal de Licencias, los exámenes podrán ser realizados por el vocal de planta del Tribunal de Licencias, con la supervisión del Presidente, del Secretario o de los vocales del CSN. Las conclusiones de la evaluación se reflejarán en Actas del Tribunal.
- 5.F. Una vez que el titular de la licencia esté en posesión de la LS concedida por el CSN, durante al menos los primeros [10] días en los que actúe como supervisor de servicio, deberá realizarse una tutela efectiva directa de su actuación en sala de control por un supervisor experimentado.
- 5.G. Del mismo modo, una vez que el titular de la licencia esté en posesión de la LO concedida por el CSN, durante al menos los primeros [20] días en los que actúe como operador de servicio deberá realizarse una tutela efectiva directa de su actuación en sala de control por un operador experimentado.
- 5.H. Si la LS no hubiera desempeñado antes la LOSMCN, y para la LO ampliada LOSMCN, una vez concedida esta ampliación de licencia y durante al menos el primer turno completo en el que actúe como supervisor de movimiento de combustible, deberá realizarse una tutela efectiva directa de su actuación por una persona experimentada en posesión de una licencia que capacite para esa supervisión.

## 6. FORMACIÓN Y ENTRENAMIENTO CONTINUO DEL PERSONAL CON LICENCIA.

- 6.A. El titular de la CN debe disponer de programas de formación y entrenamiento continuo, resultantes del nuevo DSF. Se tendrán en cuenta los contenidos desarrollados en los anexos 3, 4 y 5 de esta ITC.
- 6.B. El programa de la LS que capacite para desempeñar el puesto de una LO asegurará la vigencia de las capacidades de la LS y de la LO.
- 6.C. El titular de la CN determinará en el marco del DSF cómo realizar el proceso de evaluación para garantizar que el personal con licencia que disponga de nueva licencia, o de licencia modificada, en la situación de cese definitivo de explotación, mantiene la aptitud técnica para dicha situación.
- 6.D. El programa anual incluirá, como mínimo, [30] horas de formación lectiva.
- 6.E. Mientras el SSC sea requerido, el programa anual incluirá, como mínimo, [20] horas de entrenamiento en el SSC.

- 6.F. A partir del momento en que el SSC no sea requerido, el entrenamiento en el SSC será sustituido por entrenamiento en el Puesto de Trabajo.
- 6.G. El programa anual incluirá, como mínimo, [5] horas de entrenamiento en el Puesto de Trabajo mientras el SSC sea requerido, y [15] horas de entrenamiento en el Puesto de Trabajo cuando el SSC no sea requerido.

## 7. RENOVACIÓN DE LICENCIAS.

No hay requisitos diferentes.

## 8. CONDICIONES DE PERMANENCIA ACTIVA, Y SUSPENSIÓN Y PÉRDIDA DE LA LICENCIA POR INACTIVIDAD.

Recuperación de las condiciones de permanencia activa. Para recuperar las condiciones de permanencia activa, antes de incorporarse nuevamente al turno, la persona con licencia deberá:

- 8.A. Recuperar la formación continua que pudiera haber perdido del puesto de trabajo que vaya a desempeñar y
- 8.B. Mantener la calificación de aptitud para el puesto de trabajo con licencia y para el trabajo con radiaciones ionizantes (o apto en determinadas condiciones y en este caso indicándolas) concedido por un servicio de prevención de riesgos laborales, especificando que sus condiciones físicas o psicológicas no afectarán de modo adverso al desempeño de sus deberes como personal con licencia, y
- 8.C. Para las licencias con dedicación exclusiva a la operación de unidades, o de centrales, en cese definitivo de explotación, cumplir los periodos adicionales de entrenamiento especificados en los apartados siguientes en función del tiempo durante el cual se haya perdido dicha condición. En el caso particular de que el periodo de inactividad se haya debido a la participación de la persona en un periodo de formación para poder acceder a otra licencia de operación de la propia central, estos tiempos se podrán reducir de manera justificada como máximo en un 50%.
- 8.C.a) Inactividad inferior a seis meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo superior a tres meses pero inferior a seis meses, o por una inactividad acumulada de seis meses en un periodo de nueve, la persona con licencia deberá realizar un periodo de operación en sala de control de al menos [32] horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.
- 8.C.b) Inactividad superior a seis meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo de seis meses o superior, la persona con licencia deberá:
- Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, si aún fuera requerido, y en el Puesto de Trabajo, de [10] horas netas.
  - Cumplir un periodo de operación en sala de control de al menos [48] horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.
- 8.C.c) Inactividad superior a doce meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo de doce meses o superior, la persona con licencia deberá:

- i. Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, si aún fuera requerido, y en el Puesto de Trabajo, de [30] horas netas.
- ii. Cumplir un periodo de operación en sala de control de al menos [64] horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D. En el caso de las centrales nucleares con dos unidades, con una en cese y otra en explotación, para las licencias que hayan perdido la condición de permanencia activa para la unidad en explotación por estar trabajando a turnos en la unidad en cese, cumplir los periodos adicionales de entrenamiento especificados en los apartados siguientes en función del tiempo durante el cual se haya perdido dicha condición.

8.D.a) Inactividad inferior a seis meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo superior a tres meses pero inferior a seis meses, o por una inactividad acumulada de seis meses en un periodo de nueve, la persona con licencia deberá realizar un periodo de operación en sala de control de al menos 48 horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D.b) Inactividad superior a seis meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo de seis meses o superior, la persona con licencia deberá:

- i. Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, de 16 horas netas.
- ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control de al menos 56 horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.D.c) Inactividad superior a doce meses. Cuando se haya perdido la condición de permanencia activa por un periodo de inactividad continuo de doce meses o superior, la persona con licencia deberá:

- i. Realizar un entrenamiento complementario basado en sesiones en el SSC, de 52 horas netas.
- ii. Cumplir un periodo de operación en Sala de Control de al menos 100 horas, bajo tutela directa de una persona que disponga de una licencia equivalente, sin actuar como turno de servicio.

8.E. En el caso concreto de las funciones de supervisión de movimiento de combustible, se perderán las condiciones de permanencia activa, o se alcanzarán las condiciones de suspensión o de pérdida de la licencia por inactividad cuando se hayan sobrepasado los plazos establecidos en la IS-11 sin haber ejercido dichas funciones en una operación de movimiento de combustible.

## 9. COMUNICACIONES NECESARIAS.

No hay requisitos diferentes a los indicados en la IS-11.

## **ANEXO 1: Contenido del examen escrito para aspirantes a licencia de operador**

Los apartados reflejados a continuación definen un contenido genérico para el puesto de Operador sin limitación. En función de la Instalación Nuclear a la que aplique la Licencia, y de las funciones que cubra la misma, este contenido se modulará en profundidad y alcance.

1. Fundamentos científicos y tecnológicos básicos aplicables a centrales nucleares: Fundamentos de física. Principios de mecánica de fluidos y termodinámica de la transferencia del calor; termohidráulica básica. Fundamentos de química. Fundamentos de resistencia de materiales. Fundamentos de electricidad y electromagnetismo. Introducción a la regulación de procesos y elementos de control. Componentes mecánicos, eléctricos, y de instrumentación y control. Interpretación de diagramas de flujo, de proceso, lógicos y de cableado.
2. Física de reactores y principios de funcionamiento aplicables a la central: Física atómica y nuclear; proceso de fisión; física de neutrones: difusión y moderación; Química aplicada a centrales nucleares. Principios de seguridad nuclear (defensa en profundidad y otros conceptos) y protección radiológica. Criterios generales de diseño de seguridad nuclear y de protección radiológica.
3. Tecnología de la central a que se refiere la licencia: Descripción, funciones, características generales y bases de diseño, componentes, modos de operación (manual y automática), señales, ajustes, puntos de consigna, permisivos y enclavamientos, instrumentación, alarmas, y modos de fallo de los siguientes sistemas: salvaguardias tecnológicas, sistemas eléctricos, sistemas soporte y auxiliares asociados a la instalación. Especificaciones técnicas de funcionamiento aplicables a estos sistemas. Instrumentación post-accidente y panel de parada remota. Sistemas de detección y extinción de incendios. Monitores de área y de proceso. Sistemas asociados a las piscinas de combustible.
4. Funcionamiento y operación de la central:
  - 4.1. Respuesta de la central en condiciones normales transitorias y accidentales. Fundamentos de las limitaciones a la operación. Efectos de la pérdida o malfunción de los sistemas de la central. Secuencias accidentales más importantes y estudio de su evolución. Conocimientos generales de Seguridad en Parada.
  - 4.2. Operación de la central en condiciones normales, transitorias y accidentales. Procedimientos generales de operación. Procedimientos de sistemas. Procedimientos de malfunción y fallo de sistemas. Procedimientos de Operación de Emergencia. Procedimientos de pruebas de vigilancia. Procedimientos administrativos aplicables a la operación. Comportamiento de la central con intervención del personal de operación. Experiencia operativa propia y ajena (accidentes de TMI, Chernobyl y Fukushima). Conocimientos generales de las Especificaciones de funcionamiento y documentos segregados. Principios básicos del mantenimiento de equipos. Conocimientos generales de las Guías de gestión de emergencias de daño extenso.
  - 4.3. Resultados del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central. Conceptos básicos del APS. Resultados más significativos del APS relativos a sucesos iniciadores, secuencias accidentales, y combinaciones de fallos de componentes y errores humanos (conjuntos mínimos de fallo más significativos). Modos de fallo simple y de causa común, indisponibilidades por pruebas y mantenimiento y errores humanos, que más contribuyen al riesgo. Acciones de recuperación.

- 4.4. Factores humanos. Aspectos relativos a factores humanos para desarrollar de manera eficaz las funciones asignadas a los turnos de operación, reduciendo el error humano y potenciando el trabajo en equipo, la comunicación y el mejor seguimiento de la operación de la central.
5. Protección radiológica:
  - 5.1. Principios básicos. — Radiaciones Interacción de las radiaciones con la materia. Magnitudes y unidades de la radioprotección. Detección de la radiación y de la contaminación. Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes. Limitación, justificación y optimización de dosis. ALARA. Medidas de protección (distancia, tiempo, blindaje, confinamiento).
  - 5.2. Protección radiológica aplicada a la central. — Riesgos radiológicos en la central. Manual de Protección Radiológica (MPR) y procedimientos aplicables al puesto. Clasificación de zonas, señalización y vigilancia (niveles de radiación y de contaminación). Sistemas de monitorización de la radiación (proceso y área), objeto y operación, incluyendo alarmas y equipos de vigilancia. Sistema de vigilancia post-accidente. Clasificación del personal, vigilancia radiológica y control dosimétrico. Control y protección de trabajos con radiaciones ionizantes y contaminación radiactiva. Procedimientos y equipos para la manipulación y almacenamiento de material radiactivo y equipos de vigilancia. Conocimientos básicos del MCDE (Manual de cálculo de dosis al exterior).
6. Normativa y documentos de cese de la central:
  - 6.1. Normativa. — Conocimientos aplicables a la central sobre: Ley de Energía Nuclear, Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, modificada por Ley 14/99, Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes, Instrucciones y Guías de Seguridad del CSN, y otras normas técnicas, aplicables al puesto.
  - 6.2. Documentos de cese de la central. — Condiciones de cese. Estudio de Seguridad. Especificaciones de Funcionamiento (Organización y Sección administrativa). Reglamento de Funcionamiento. Plan de Emergencia Interior (PEI). Procedimientos que desarrollan el PEI aplicables a su puesto. Manual de Garantía de Calidad.
7. Procedimientos y limitaciones aplicables al movimiento de combustible nuclear (sólo aplicable si la licencia capacita para la supervisión del movimiento del combustible): Dispositivos y procedimientos para la manipulación del combustible: Limitaciones y especificaciones técnicas asociadas; inspección del combustible, almacenamiento y manejo del combustible gastado, diseño del área de manejo, equipo de manejo de combustible, enclavamientos físicos y administrativos, incidencias previstas, procedimientos y procesos de control de actividades; procedimientos de protección radiológica aplicables al manejo del combustible; procedimientos de emergencia asociados a actividades de manejo de combustible. Instrumentación de monitorización de área y de proceso; comunicaciones desde sala de control con las áreas de almacenamiento y manejo de combustible; operación de sistemas desde sala de control como apoyo al proceso de movimiento del combustible.

**ANEXO 2: Contenido adicional del examen escrito para aspirantes a licencia de supervisor**

1. Fundamentos científicos y tecnológicos básicos aplicables a centrales nucleares: sin contenido adicional.
2. Física de reactores y principios de funcionamiento aplicables a la central: sin contenido adicional.
3. Tecnología de la central a que se refiere la licencia: Bases de diseño de los ajustes, puntos de consigna, permisivos y enclavamientos de los sistemas. Residuos generados y sistemas para el procesamiento y liberación de efluentes radiactivos. Especificaciones técnicas de funcionamiento aplicables a los sistemas y sus bases.
4. Funcionamiento y operación de la central:
  - 4.1. Análisis de la respuesta de la central: Procedimientos de Operación de Emergencia y sus bases de diseño. Evaluación de las condiciones de la instalación y selección de los procedimientos adecuados durante condiciones de operación normal, anormal, de emergencia y de daño extenso. Aplicación de las Especificaciones técnicas de funcionamiento y sus bases. Análisis y resultados de pruebas operacionales. Mantenimiento de equipos. Criterios generales para la declaración de una condición degradada o de no conformidad.
  - 4.2. Guías de gestión de emergencias de daño extenso.
  - 4.3. Resultados y aplicación del APS de la central. Sucesos iniciadores, secuencias accidentales y combinaciones de fallos de componentes y errores humanos. Aplicaciones a la operación de la instalación. Resultados de la cuantificación del riesgo en situación de cese.
5. Protección radiológica: Fuentes de riesgo de radiación durante operación normal y anormal, incluyendo actividades de mantenimiento y condiciones de contaminación. Efluentes líquidos y gaseosos, y residuos sólidos. Movimiento y transporte de material radiactivo. Vigilancia del público.
6. Normativa y documentos de cese de la central: Límites y condiciones aplicables en situación de cese de la instalación. Documentos de cese de la central. Manual de cálculo de dosis al exterior (MCDE). Procedimientos que desarrollan el PEI y el MPR aplicables al puesto. Procedimientos requeridos para la autorización de cambios de diseño u operativos en la instalación.
7. Procedimientos y limitaciones aplicables al movimiento de combustible nuclear: sin contenido adicional.

**ANEXO 3: Situaciones operativas mínimas a entrenar en el simulador de sala de control de alcance total o en el puesto de trabajo para el programa de formación y entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia**

1. Fugas grandes y pequeñas en la piscina de combustible gastado.
2. Pérdidas de sistemas de aire de instrumentos.
3. Pérdidas o degradaciones del suministro eléctrico, parciales y total.
4. Pérdidas de los sistemas de agua de servicios.
5. Pérdidas de refrigeración de la piscina de combustible gastado.
6. Pérdidas de sistemas de refrigeración de componentes o de la refrigeración de componentes individuales.
7. Fallos de vainas de combustible o condiciones de alta actividad en piscina

**ANEXO 4: Competencias mínimas a entrenar en el simulador de sala de control de alcance total o en el puesto de trabajo para el programa de formación y entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia de operación**

1. Seguimiento de los procedimientos durante la operación normal, de fallo y de emergencia, incluyendo la identificación de los controles asociados.
2. Actuación de los dispositivos de control y protección según sea requerido para operar la planta con seguridad.
3. Identificación de anunciadores o indicadores (señales que indican condiciones operativas de la planta) con objeto de llevar a cabo las acciones correctoras previstas.
4. Identificación de los sistemas de instrumentación y la importancia de sus lecturas.
5. Observación y control seguro del comportamiento de los parámetros de operación.
6. Seguimiento de los parámetros e identificación de los controles de sistemas que proporcionan la extracción del calor residual y sus sistemas soporte.
7. Asimismo, identificación de la operación correcta de estos sistemas en relación con el resto de sistemas de la planta.
8. Seguimiento de los parámetros e identificación de los controles de los sistemas de emergencia y sistemas auxiliares, que puedan provocar un escape de material radiactivo al medioambiente.
9. Demostración o descripción del uso y funciones de los sistemas de vigilancia de la radiación, incluyendo monitores de radiación de área y proceso, alarmas, monitores portátiles y equipo de vigilancia personal.
10. Demostración de conocimientos sobre los efectos de la radiación, niveles permitidos de dosis y capacidad para poner en práctica procedimientos que reduzcan los niveles excesivos de dosis y protejan al personal de la exposición a la radiación.
11. Demostración de conocimientos sobre el plan de emergencia interior incluyendo las responsabilidades del personal con licencia para decidir si el plan debe ser activado, sus niveles, así como sobre las obligaciones asignadas a cada puesto de la organización de emergencia.
12. Demostración de la capacidad del aspirante para trabajar en grupo dentro de sala de control en el puesto de trabajo al que aspira, siguiendo los procedimientos establecidos de su planta y sin que se excedan los permisos y las condiciones de licencia de la instalación.

**ANEXO 5: Contenidos mínimos para el programa de formación y entrenamiento continuo del personal con licencia**

1. Teoría y principios de operación.
2. Características generales y específicas de la planta.
3. Sistemas de instrumentación y control de la planta.
4. Sistemas de protección de la planta.
5. Sistemas de emergencia de la planta.
6. Procedimientos de operación normal, anormal y de emergencia.
7. Control y protección contra las radiaciones.
8. Especificaciones técnicas.
9. Normativa.
10. Factores humanos y técnicas de prevención del error.
11. Entrenamiento del control del estrés (en operación normal y de emergencia).

**Grupo AD-HOC (CSN, ENRESA, SECTOR) para la definición de la  
Estrategia y Plan de los Procesos de Licenciamiento previos a  
la Transferencia de Titularidad**

**GRUPO DE TRABAJO Nº3**

**LICENCIAS DE OPERACIÓN Y USO DEL SIMULADOR**

**GTDCEX/GT3/02**

**METODOLOGÍA DE ANÁLISIS PARA ESTABLECER LA  
APLICABILIDAD DE UN SIMULADOR DE SALA DE CONTROL  
DE ALCANCE TOTAL PARA LA FORMACIÓN DURANTE LA  
FASE DE CESE DE EXPLOTACIÓN**

Revisión 0

05/01/25

Por el CSN:	Por ENRESA:	Por el Sector:
Fdo.:	Fdo.:	Fdo.:

**METODOLOGÍA DE ANÁLISIS PARA ESTABLECER LA APLICABILIDAD DE UN SIMULADOR DE SALA DE CONTROL DE ALCANCE TOTAL PARA LA FORMACIÓN DURANTE LA FASE DE CESE DE EXPLOTACIÓN**

<b>1. OBJETO Y ALCANCE .....</b>	<b>3</b>
<b>2. PRINCIPALES REFERENCIAS NORMATIVAS.....</b>	<b>3</b>
<b>3. EXPERIENCIA NACIONAL E INTERNACIONAL .....</b>	<b>6</b>
<b>4. METODOLOGÍA DE ANÁLISIS PARA DETERMINAR EL USO DE UN SIMULADOR DE SALA DE CONTROL DE ALCANCE TOTAL EN LAS CONDICIONES ASOCIADAS AL CESE DE EXPLOTACIÓN</b>	<b>6</b>
<b>5. CONCLUSIONES .....</b>	<b>13</b>
<b>6. REFERENCIAS .....</b>	<b>13</b>
<b>Anexo: Flujograma metodología de análisis sobre la necesidad del simulador de alcance total para el entrenamiento del personal con licencia de operación durante la fase de cese de explotación .....</b>	<b>15</b>

## 1. OBJETO Y ALCANCE

Los titulares de las licencias de centrales nucleares son los responsables de garantizar que las personas que están en posesión de una licencia de operador o supervisor, o aspiran a ella, dispongan de los conocimientos, las habilidades y las actitudes necesarias para operar la instalación de forma segura y competente.

En este contexto, la formación del personal con licencia de operación de centrales en explotación mediante el uso de los simuladores de sala de control de alcance total (SSC) juega un papel muy importante. Así, además de para el entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia, tanto el CSN como los titulares hacen uso de ellos para determinar si un aspirante a licencia de operador es capaz de operar la instalación de manera segura y competente y, en el caso de un supervisor, si es capaz de dirigir las actividades que realizan los operadores de forma segura y competente.

Actualmente, en España están en servicio 5 SSC, todos ellos en las plantas que disponen de una Autorización de Explotación en vigor, los cuales satisfacen las necesidades regulatorias aplicables. Sin embargo, una vez la operación del reactor ha cesado de forma definitiva es necesario analizar si en las nuevas condiciones aplicables (condiciones asociadas a la Declaración de Cese de Explotación -DCEX-) el simulador sigue siendo requerido o necesario para la actividad formativa, conforme se ha realizado en otras centrales españolas que han cesado su operación.

El objetivo de este documento es establecer una metodología de análisis, consensuada entre el sector y el CSN, que permita analizar la necesidad de mantener el SSC tras la parada definitiva del reactor, para la formación práctica inicial y continua del personal con licencia de operación, considerando los entornos alternativos de formación posibles.

El documento contiene además un breve análisis de las referencias normativas aplicables, de la experiencia nacional y de la experiencia internacional consultada sobre la aplicabilidad de un SSC a la fase de DCEX.

Este documento se ha desarrollado en el seno del Grupo de Trabajo CSN-ENRESA-Sector sobre procesos de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad. En concreto, en el Grupo de Trabajo 3 (GT3) sobre transición de las licencias del personal de operación y uso del simulador de alcance total de sala de control tras el cese ([ref. \[1\]](#)), y constituye el *entregable* asociado a la tarea 2 de este Grupo.

## 2. PRINCIPALES REFERENCIAS NORMATIVAS

Se han analizado las principales referencias normativas aplicables a la formación inicial y continua del personal con licencia de operación de una central nuclear, tanto de la NRC (por ser EEUU el país origen de proyecto de la mayoría de las centrales españolas y referencia del organismo regulador español) como del propio Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), concluyendo que:

### NRC

Los simuladores de alcance total deben cumplir con los requisitos reguladores establecidos en el 10CFR55.46 “*Simulation facilities*” ([ref. \[2\]](#)) y 10CFR55.45 “*Operating Test*” ([ref. \[3\]](#)). La formación y entrenamiento del personal con licencia de operación de una central nuclear se basa, entre otros requisitos, en el uso de las instalaciones de simulación, las cuales deben cumplir con la Guía Reguladora RG 1.149 “*Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training and License Examinations*” ([ref. \[4\]](#)).

La RG 1.149 rev. 4 endosa con ciertas clarificaciones la ANSI/ANS-3.5-2009, “*Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination*”. Esta ANSI establece los requisitos

funcionales para los simuladores de alcance total de las salas de control de las centrales nucleares, para su uso en el examen y capacitación de licencias de operación. Además, dicha RG incluye los criterios que debe tener el alcance de la simulación, así como el rendimiento y las capacidades funcionales de los simuladores.

Ninguna de estas referencias normativas contiene requisitos aplicables tras la parada definitiva del reactor. Asimismo, no se ha identificado normativa específica adicional que requiera el uso del SSC en las condiciones asociadas al cese de explotación. Esta afirmación se ha constatado tras las consultas realizadas al sector de EE.UU. (ver apartado 3)

### **CSN**

La Instrucción de Seguridad IS-11 ([ref. \[5\]](#)), en su apartado 4.4.3 de “Entrenamiento” correspondiente a aspirantes a licencia de operación, establece que “dentro del programa de formación y entrenamiento inicial deberá estar contemplado el entrenamiento en un Simulador de Sala de Control (SSC) de alcance total adecuado y aceptado por el CSN para la central nuclear para la que se solicita la licencia (...)”.

Asimismo, en su apartado 6.5 de “Entrenamiento en el SSC” asociado a la formación continua de licencias, establece que “el programa de formación y entrenamiento continuo también contemplará un entrenamiento anual en el SSC adecuado y aceptado por el CSN”.

El Anexo 3 de esta IS contiene las situaciones operativas mínimas a entrenar en el SSC de sala de control de alcance total para el programa de formación y entrenamiento inicial y continuo del personal con licencia.

Estas situaciones son las siguientes (se marcan como tachadas aquellas que son exclusivas de la situación con el reactor a potencia):

- ~~1. Arranque de la central desde parada fría hasta plena potencia.~~
- ~~2. Parada de la central desde plena potencia hasta parada fría.~~
- ~~3. Control manual de los generadores de vapor y del agua de alimentación durante arranques y paradas.~~
- ~~4. Boraciones y diluciones del refrigerante del reactor.~~
- ~~5. Cambios significativos de potencia, superiores al 10%, con control manual de barras o caudal de recirculación.~~
- ~~6. Cambios de potencia superiores al 10% con el control de turbina.~~
- ~~7. Pérdidas de refrigerante, incluyendo fugas significativas en los generadores de vapor (PWR), fugas dentro y fuera de contención primaria, fugas grandes y pequeñas con determinación del caudal de fuga y situaciones con respuesta del primario en saturación (PWR).~~
8. Pérdidas de sistemas de aire de instrumentos.
9. Pérdidas o degradaciones del suministro eléctrico, parciales y total.
10. Pérdidas de circulación forzada y/o natural de caudal de refrigerante del reactor.
11. Pérdidas y malfunciones de sistemas de agua de alimentación normal y/o de emergencia.
- ~~12. Pérdidas de sistemas de agua de servicios esenciales.~~
- ~~13. Pérdidas de refrigeración en parada.~~
14. Pérdidas de sistemas de refrigeración de componentes o de la refrigeración de componentes individuales.

- ~~15. Pérdidas de vacío en el condensador.~~
- ~~16. Pérdidas de canales de protección.~~
- ~~17. Desalineamientos o caídas de barras de control.~~
- ~~18. Malfuncionamientos de las barras de control.~~
- ~~19. Situaciones que requieran la entrada de sistemas de boración de emergencia o sistemas de control líquido de reserva.~~
- ~~20. Fallos de vainas de combustible o condiciones de alta actividad en el refrigerante.~~
- ~~21. Disparos de turbina y del alternador principal.~~
- ~~22. Malfunciones de sistemas de control automáticos que afectan a la reactividad.~~
- ~~23. Malfunciones del sistema de control de presión y/o control de volumen del refrigerante primario.~~
- ~~24. Disparos del reactor.~~
- ~~25. Roturas de líneas de vapor y agua de alimentación, dentro y fuera de la contención.~~
- ~~26. Pérdidas y malfunciones de la instrumentación nuclear.~~
- ~~27. Malfunciones del sistema de evacuación de calor residual.~~
- ~~28. Malfunciones del sistema de control de presión de la turbina.~~
- ~~29. Control de la central desde fuera de sala de control principal.~~
- ~~30. Operación del sistema de evacuación de calor residual.~~
- ~~31. Operación del sistema de instrumentación nuclear.~~
- ~~32. Cálculos de sala de control, incluyendo balance de inventario de refrigerante y balance de reactividad~~

Por tanto, los únicos escenarios aplicables en la condición de cese de explotación son:

8. Pérdidas de sistemas de aire de instrumentos,
9. Pérdidas o degradaciones del suministro eléctrico, parciales y total,
14. Pérdidas de sistemas de refrigeración de componentes o de la refrigeración de componentes individuales, y fugas relevantes en la piscina)

Para estos escenarios, su ocurrencia en una condición de operación con el reactor a potencia y en una condición en la que todo el combustible está almacenado en la piscina es radicalmente diferente en cuanto a gestión y consecuencias. En este último caso son pocos los sistemas que actúan, no hay acciones inmediatas a realizar, apenas hay interacción entre sistemas y la mayoría de las actuaciones se pueden llevar a cabo alternativamente a la Sala de Control.

Teniendo en cuenta los requisitos existentes y el ámbito de aplicación de la IS, en la que su Artículo Primero establece que:

“El ámbito de aplicación de la presente Instrucción comprende a los titulares de las autorizaciones vigentes de las centrales nucleares (en adelante, los titulares), a toda persona titular de una licencia de operador o de supervisor para una central nuclear y a toda persona aspirante a obtener una de dichas licencias; todo ello de acuerdo a los términos empleados en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (en adelante, RINR) y hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento de la central nuclear.

Una vez declarada la situación de cese definitivo de una central nuclear, el CSN determinará el tipo de licencias que sean necesarias, así como el método de obtención y renovación de las mismas y el resto de las funciones y requisitos asignados a cada una de ellas, sirviendo la presente Instrucción de marco normativo supletorio”.

Para la situación asociada a un cese definitivo de explotación se ha considerado oportuno establecer una metodología consensuada entre el sector y el CSN que permita analizar la idoneidad de mantener un simulador de alcance total tras la parada definitiva del reactor.

### 3. EXPERIENCIA NACIONAL E INTERNACIONAL

Tal y como se indica en el apartado 2, no se ha identificado normativa específica en EEUU (NRC) que requiera en uso del simulador de alcance total en las condiciones asociadas al cese de explotación. Asimismo, tampoco se ha identificado normativa específica a nivel europeo (WENRA).

Adicionalmente, se ha consultado al sector de EEUU (a través del *Nuclear Energy Institute (NEI)*) por la experiencia de centrales que se encuentran en parada definitiva. La respuesta ha sido que no existen requisitos normativos a tal efecto y que, en ningún caso se está usando el simulador como herramienta de formación o entrenamiento del personal de sala de control. Las centrales que se encuentran en situación de parada definitiva han cedido el simulador como repuesto para otras plantas o bien lo han desmantelado.

De forma análoga, también se ha realizado esta consulta al grupo de usuarios de simuladores, a través de Tecnatom/Westinghouse, el cual también avala la posición de no necesidad del simulador tras el cese de la operación.

En cuanto a la experiencia nacional, es destacable la posición reguladora transmitida a la central nuclear de Santa María de Garoña, donde se indicó como criterio de disponibilidad del simulador un tiempo de al menos 24 horas sin realización de acciones de mitigación por parte del turno de operación para evitar daño al combustible almacenado en la piscina de combustible gastado ante accidentes en la instalación.

### 4. METODOLOGÍA DE ANÁLISIS PARA DETERMINAR EL USO DE UN SIMULADOR DE SALA DE CONTROL DE ALCANCE TOTAL EN LAS CONDICIONES ASOCIADAS AL CESE DE EXPLOTACIÓN

Tal y como se indica en el apartado 2 anterior, para la situación asociada a un cese de explotación, se ha considerado oportuno establecer una metodología que permita analizar de modo sistemático la necesidad de mantener el simulador tras la parada definitiva del reactor.

En Anexo al presente documento se incluye un flujograma que presenta la metodología de análisis acordada para valorar la necesidad de mantener el simulador de alcance total para el entrenamiento del personal con licencia de operación durante la fase de cese de explotación.

El grupo de trabajo acuerda que si de dicho análisis resulta que no es necesario mantener el simulador el titular presentará, 9 meses antes de la DCEX o de la fecha prevista en la que ya no se considere necesario el simulador, la que sea posterior, una solicitud de apreciación favorable específica sobre la no necesidad de mantener el simulador, haciendo uso de la metodología descrita en el presente apartado.

A continuación, se incluye la base técnica aplicable a cada una de las fases o pasos establecidos en dicho flujograma:

Condiciones de contorno aplicables a la fase de CESE DE EXPLOTACIÓN

- Todo el combustible en piscina y ATI/ATD
- DCEX concedida → DOP en vigor

La formación y entrenamiento del personal con licencia de centrales con una Autorización de Explotación vigente en el entorno de un simulador independientemente de los requisitos normativos existentes que requieren su uso, tiene unos importantes beneficios ya que permite afianzar los conocimientos teóricos adquiridos por el personal, interrelacionando la operación de sistemas entre sí, tanto en condiciones de operación normal como en condiciones de accidente.

Especialmente relevante para situaciones a potencia es el entrenamiento en condiciones de accidente y transitorios ya que permite conocer para estas condiciones la interacción entre los numerosos sistemas de planta, la actuación en el reconocimiento de alarmas, la realización de acciones inmediatas, etc., en un entorno y condiciones que, obviamente, no se puede practicar en la propia instalación.

Estos beneficios son evidentes para las condiciones o escenarios que se pueden plantear en el entorno de la explotación de un reactor. Sin embargo, las condiciones existentes tras la parada definitiva del reactor son muy diferentes de las aplicables a una central con un reactor en operación.

En la condición asociada al cese de explotación no existe combustible en el reactor. El combustible irradiado ha sido descargado y todo el combustible se encuentra almacenado en la piscina de almacenamiento de combustible gastado y en el ATI/ATD.

Por tanto, es importante tener claro que no existe una vasija en la que haya una reacción nuclear (no hay potencia nuclear) y el número de sistemas requeridos, especialmente los importantes para la seguridad, disminuye drásticamente.

Los sistemas necesarios para esta condición son solamente aquellos relacionados con la refrigeración de, y aporte a, la piscina, los sistemas soporte y su instrumentación y control, y los necesarios para mitigar las consecuencias de los accidentes y sucesos postulados, además de aquellos convencionales que pueden ser necesarios para la realización de otras actividades, como la gestión de residuos. La determinación específica de cuáles de estos sistemas tienen la capacidad de ser operados desde Sala de Control, y si el entrenamiento en operación normal, anormal y en accidente puede hacerse en otro entorno formativo adecuado, distinto del simulador, será objeto de análisis.

- 1) Identificar operaciones/maniobras normales relacionadas con la refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible → Grupo 1
- 2) Identificar situaciones consideradas como anormales en la refrigeración de la piscina de almacenamiento de combustible → Grupo 2
- 3) Identificar accidentes base de diseño y sucesos de extensión del diseño aplicables (Capítulos aplicables del ESP) → Grupo 3

A continuación se discuten en detalle estos tres aspectos:

### 1) Maniobras/operaciones normales aplicables en cese de explotación

Las maniobras y operaciones, requeridas y adicionales, que se podrían realizar con la central en la situación de cese de explotación son básicamente las relacionadas con:

- Almacenamiento y refrigeración del combustible en la piscina, asegurando el cumplimiento de las funciones de seguridad especificadas en el artículo 17 del Reglamento de Seguridad Nuclear (RSN) ([ref. \[6\]](#)).

- Movimiento de elementos combustibles y residuos especiales en el edificio de combustible y traslado al Almacén Temporal (ATI/ATD).
- Gestión y acondicionamiento de residuos operacionales.
- Realización de actividades preparatorias para el desmantelamiento

Esta información se encuentra incluida en el Estudio de Seguridad en Parada (ESP) aplicable a la condición DCEX.

Son las actividades/situaciones asociadas principalmente al primero de los puntos (refrigeración del combustible), las que podrían incluir tareas a realizar desde Sala de Control. Por ello, es importante identificar dichas situaciones (identificadas como Grupo 1), así como los sistemas requeridos para su consecución.

## **2) Situaciones anormales de operación aplicables en cese de explotación**

Las condiciones anormales se asocian a determinadas condiciones o funcionamientos no esperados/incorrectos de aquellos sistemas requeridos para mantener la adecuada refrigeración de la piscina o el movimiento de elementos combustibles (o sus sistemas soporte).

Estas condiciones pueden ser las precursoras de los accidentes postulables, por lo que muchas de sus acciones requeridas asociadas estarán incluidas en el alcance de los análisis de dichos accidentes.

La mayoría de estas situaciones ya están identificadas y procedimentadas como condiciones anormales en la situación de explotación de la central, por lo que se partirá de ellas (adaptándolas a la situación de cese de explotación) y se incluirán aquellas adicionales que se consideren aplicables; para esta determinación adicional se tendrán en cuenta las conclusiones del APS aplicable (otras fuentes).

Este conjunto de situaciones se identifica como Grupo 2.

## **3) Accidentes base de diseño y extensión del diseño aplicables en cese de explotación**

Para la situación asociada al cese definitivo de explotación, en la que todo el combustible gastado está almacenado en la piscina de combustible y/o ATI/ATD, los accidentes postulables serían los que, estando recogidos en la Instrucción IS-37 del CSN, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares ([ref. \[7\]](#)), se consideran que son aplicables (un mayor detalle sobre la aplicabilidad de accidentes a la condición de cese de explotación puede encontrarse en el documento GTDCEX-GT1-01 “Metodología de desarrollo de la documentación soporte para la solicitud de obtención de la Declaración de Cese de Explotación” ([ref. \[8\]](#))). Dichos accidentes se encontrarán recogidos en el Capítulo 5 del Estudio de Seguridad en Parada (ESP):

- Accidentes de manejo de combustible, de posicionamiento erróneo de combustible en bastidores de almacenamiento.
- Transitorios con origen en perturbaciones de la red eléctrica exterior y pérdida de ésta.
- Liberaciones de material radiactivo desde sistemas o componentes de tratamiento de residuos o tanques de almacenamiento.
- Caída de cargas pesadas por fallo de los sistemas de izado.
- Accidentes de criticidad.

- Accidentes de disminución o incremento del inventario de refrigerante en piscinas de combustible.
- Accidentes de pérdida o disminución de refrigeración en piscinas de combustible.

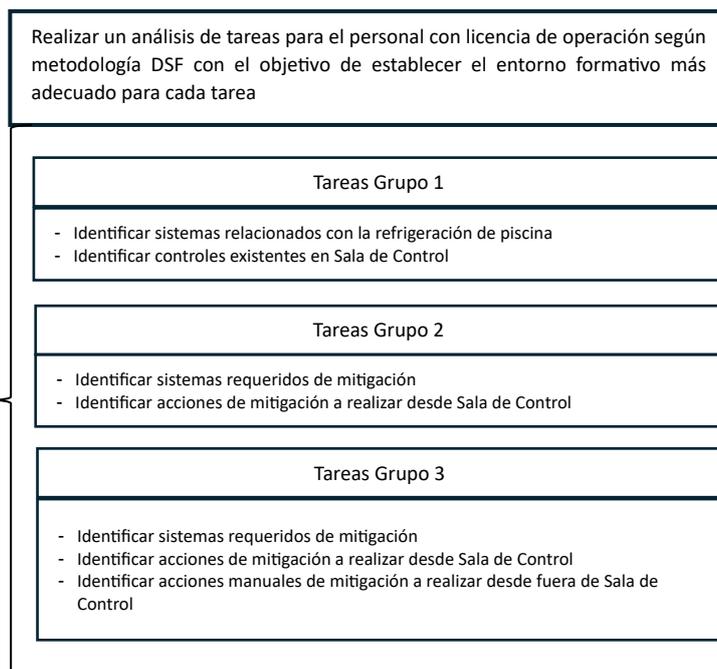
Este conjunto de accidentes es analizado tomando como hipótesis de partida que han transcurrido 30 días tras la parada del reactor (éste es el tiempo usado como referencia en CN José Cabrera y CN Garoña, el cual se justifica en el documento GTDCEX-GT1-01 (ref. [8])) y es el tiempo que marcaría, previa justificación por parte de cada central, la entrada en vigor de los Documentos Oficiales de Parada.

Trascurrido este tiempo desde la parada definitiva del reactor, el calor residual de los elementos combustibles que han estado operando durante el último ciclo en el reactor habrá disminuido sensiblemente. Adicionalmente se habrá producido un decaimiento importante de los isótopos radiactivos de vida corta de los elementos combustibles, lo cual afecta a la actividad disponible para ser liberada en los accidentes postulados (caída de elemento combustible).

Asimismo, se tendrán en cuenta aquellos sucesos enmarcados en la extensión del diseño y que sean aplicables con el combustible almacenado en la piscina.

Estos dos conjuntos de situaciones se identifican como Grupo 3.

Para esta determinación de accidentes se tendrán también en cuenta las conclusiones del APS aplicable (otras fuentes).



Teniendo en cuenta las actuaciones/situaciones asociadas a la operación normal, anormal y accidentes, identificadas en el paso anterior, se realizará un análisis de las tareas requeridas por el turno de operación según la metodología DSF (Diseño Sistemático de Formación) existente en cada central.

Dado que la piscina es una estructura que está presente en la condición de explotación de una central, se hará uso del listado de tareas existente, cribando aquellas que no pueden producirse en la condición de cese de explotación.

Para los sucesos base de diseño (Tareas Grupo 3) el único accidente postulable en las condiciones de cese de explotación que provocaría una pérdida de integridad del combustible

es el accidente de caída de elemento combustible. Para este accidente, teniendo en cuenta el tiempo transcurrido desde la parada y de entrada propuesta para los DOP, 30 días (justificado en el documento GTDCEX-GT1-01 (ref. [8])), la actividad disponible para ser liberada hace que no sea requerido ningún sistema de mitigación (principalmente por el decaimiento de los isótopos de vida corta, como los yodos).<sup>1</sup>

Adicionalmente, el calor residual de los elementos combustibles que han estado operando durante el último ciclo en el reactor habrá disminuido sensiblemente. En este marco, el accidente base de diseño envolvente será la pérdida de refrigeración de la piscina, cuya evolución es conocida y predecible (se dispondrá de los cálculos que, teniendo en cuenta el calor residual existente, definen los tiempos disponibles hasta que la piscina entra en ebullición, hasta que el nivel alcanza una cota de tres metros (ref. [9]) por encima del combustible irradiado (TIF) y hasta el propio TIF). Para este accidente se deben analizar qué sistemas son requeridos para su mitigación, que básicamente serán el sistema de aporte de agua a piscina clasificado como relacionado con la seguridad (RS) y sus soportes (barras eléctricas y generadores diésel de emergencia en situación de LOOP), además de la instrumentación de nivel de piscina.

Para sucesos más allá de las bases de diseño (Tareas Grupo 3), los peores accidentes postulables (ELAP, grandes fugas en piscina ocasionadas por la pérdida de grandes áreas...) son gestionados mediante actuaciones locales, haciendo uso de las estrategias FLEX de piscina. En el caso de pérdida de grandes áreas incluso se supone la pérdida de la Sala de Control.

Del análisis efectuado en este paso, se debe concluir cuál es el entorno formativo más adecuado para cada una de las tareas identificadas.

Para aquellas tareas que se ha concluido que el entorno formativo más adecuado es el simulador

Realizar un análisis basado en juicio de experto con el objetivo de valorar si el simulador es imprescindible para el entrenamiento del personal con licencia

Aquellas tareas que, del análisis efectuado en el paso anterior, tengan como entorno formativo más adecuado para su entrenamiento el simulador, serán objeto de un análisis posterior, también por juicio de experto, con el objetivo de valorar si el simulador es o no imprescindible. En su valoración, el grupo de expertos deberá considerar si dispone de un entorno formativo adecuado. Ello implica disponer de un plan de formación lectiva y/o entrenamiento en el puesto de trabajo/planta y/o entrenamiento en otro entorno formativo, con la base de tareas dada por el DSF, que permita garantizar que existe esa alternativa adecuada.

Para el subconjunto de **tareas del Grupo 1** cuyo entorno formativo más adecuado sea el simulador, el análisis basado en juicio de experto tendrá en cuenta las siguientes consideraciones, entre otras, relacionadas con el entrenamiento en operación normal.

- Complejidad de las operaciones/maniobras a realizar: en la situación de cese de explotación no hay arranques de planta ni paradas (es en estas maniobras donde confluyen multitud de tareas). Las maniobras operativas que se realizan desde Sala Control se limitan a la

<sup>1</sup> Aspecto a verificar de forma específica por cada central.

operación de los sistemas de refrigeración de piscina (sistemas que no disponen de acciones automáticas requeridas para su iniciación) y a la operación de los sistemas eléctricos de distribución.

- Parámetros a vigilar: los únicos parámetros críticos a vigilar son la temperatura y nivel de la piscina; como se ha citado anteriormente la evolución de estas variables es lenta y conocida en caso de ocurrencia de cualquier suceso o incidencia.
- Número de controles a actuar: la configuración de las Salas de Control de las centrales y, de forma específica, los controles de los sistemas de refrigeración normal de piscina existentes en ellas (incluido sus sistemas soporte) son mínimos y, en muchos casos, disponen de cuadros locales de control con los dispositivos e instrumentación completa, así como panel de alarmas.
- Existencia de acciones automáticas que necesitan ser verificadas por parte de la licencia de operación: este tipo de acciones que, cuando ocurren con el reactor a potencia, es importante que sean verificadas por la licencia de operación, en la condición de cese o bien no existen o bien no requieren una verificación inmediata.
- Entrenamiento rutinario de acciones: gran parte de las operaciones en sistemas durante el cese son entrenadas de manera rutinaria en pruebas o puesta en marcha de sistemas. Por ejemplo, para el caso de la operación normal de los sistemas de distribución eléctrica, las posibles maniobras se limitan a actuaciones planificadas o pruebas (por ejemplo, pruebas de los Generadores Diésel de Emergencia (GDE), que además también disponen de cuadros locales completos).

Para las **tareas del Grupo 2 (situaciones anormales) y Grupo 3 (accidentes)** para las cuales haya resultado el simulador como el entorno formativo más adecuado, el análisis basado en juicio de experto se realizará teniendo en cuenta las siguientes consideraciones, entre otras, relacionadas con el entrenamiento en condiciones anormales y/o de accidente.

- Tiempo límite para realización de la acción: es importante poner de manifiesto que, en las peores condiciones postulables, los accidentes de piscina son de muy lenta evolución. Esto es relevante, ya que tiene como consecuencia no ser imprescindibles acciones de ningún tipo durante las primeras horas de evolución del accidente.

Por tanto, un criterio a tener en cuenta para determinar si estas acciones deben ser entrenadas en simulador será el tiempo disponible para ejecutarlas. En esta valoración se tendrá en cuenta la complejidad de la acción y la posible simultaneidad con otras concurrentes, y se aplicarán los criterios de factores humanos que permiten dar credibilidad a las acciones manuales, teniendo en cuenta los tiempos disponibles y los tiempos requeridos para implementar dichas acciones.

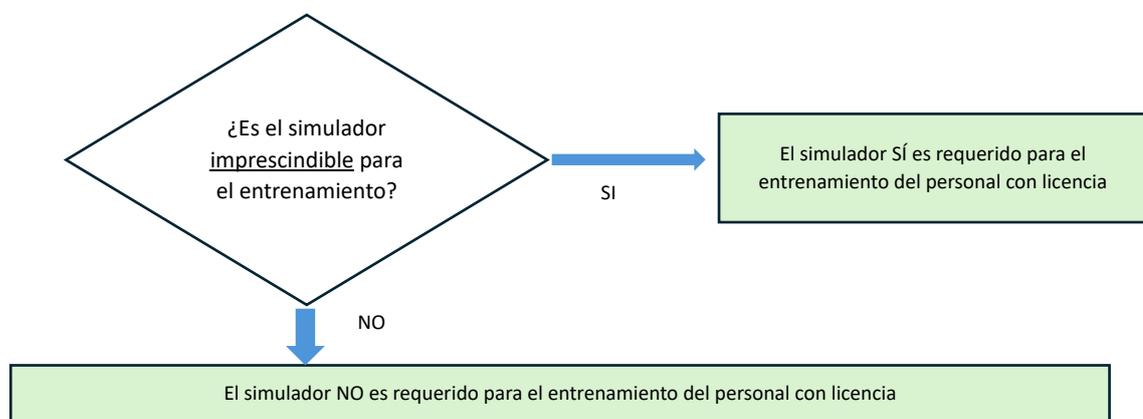
- Evolución del accidente: considerando que uno de los principales objetivos de un simulador de alcance total para una central nuclear es proporcionar una adecuada formación ante eventos/accidentes que implican una evolución temporal y concatenación de hechos.
- Parámetros a vigilar: teniendo en cuenta los accidentes postulables y la configuración de las Salas de Control de las centrales.
- Número de controles a actuar, complejidad de las tareas a realizar y número de alarmas que aparecen: considerando el nuevo entorno de los accidentes postulables en cese de explotación, con menor interacción entre sistemas, aparición de alarmas y acciones requeridas inmediatas por parte del operador, y considerando adicionalmente que las

acciones necesarias para la mitigación de los accidentes base diseño en condición de cese pueden ser ejecutadas mayoritariamente desde cuadros locales fácilmente accesibles.

- Existencia de acciones automáticas que necesitan ser verificadas y necesidad de realizar alguna acción inmediata por parte de las licencias de Sala de Control.
- Entrenamiento de acciones: gran parte de las operaciones requeridas a realizar en los sistemas de mitigación durante el cese son entrenadas de manera rutinaria en pruebas o puesta en marcha de sistemas. Por ejemplo, operación de un GDE es equivalente a los procedimientos de puesta en marcha y/o pruebas del sistema.
- Comunicación para ejecución tareas requeridas: considerando que la comunicación e interacción entre el personal de sala de control, y también la que se realiza con los operadores de campo, puede no estar sometida a unas condiciones tan limitantes, por la velocidad de progresión de los escenarios de transitorios y accidentes postulables.
- Márgenes de tiempo disponibles para la ejecución de tareas: considerando la evolución del accidente, así como los tiempos disponibles, que son calculados de forma previa.

Igualmente, se podrá hacer uso de otros parámetros, a determinar en cada caso por el titular de forma previa, como los valores de DIF, el tiempo de ejecución de una tarea frente al tiempo disponible para ejecutarla, la probabilidad de cometer un error humano, etc.

Se hace notar que, tanto los criterios empleados en el Grupo 1, como los criterios empleados en los Grupos 2 y 3, son coincidentes en muchos casos con los criterios empleados en el DSF para decidir sobre el mejor entorno formativo; por lo que el juicio de expertos tendrá que aportar un valor adicional diferenciador que permita determinar que aun siendo el SSC el entorno de formación más adecuado, es prescindible.



Para determinar que el simulador NO es imprescindible para el entrenamiento del personal con licencia de operación, debe identificarse y demostrarse que existe una alternativa de suficiente calidad para la formación: para ello el grupo de expertos deberá considerar si dispone de un entorno formativo adecuado. Como ya se ha indicado, ello implica disponer de un plan de formación lectiva y/o entrenamiento en el puesto de trabajo/planta y/o entrenamiento en otro entorno formativo, con la base de tareas dada por el DSF, que permita garantizar que existe esa alternativa adecuada.

Si para una determinada tarea no existe una alternativa de suficiente calidad para la formación o las conclusiones del análisis de juicio de experto no son determinantes, entonces el simulador

Sí será requerido para su entrenamiento hasta que pueda demostrarse la viabilidad de una alternativa eficaz de entrenamiento.

## 5. CONCLUSIONES

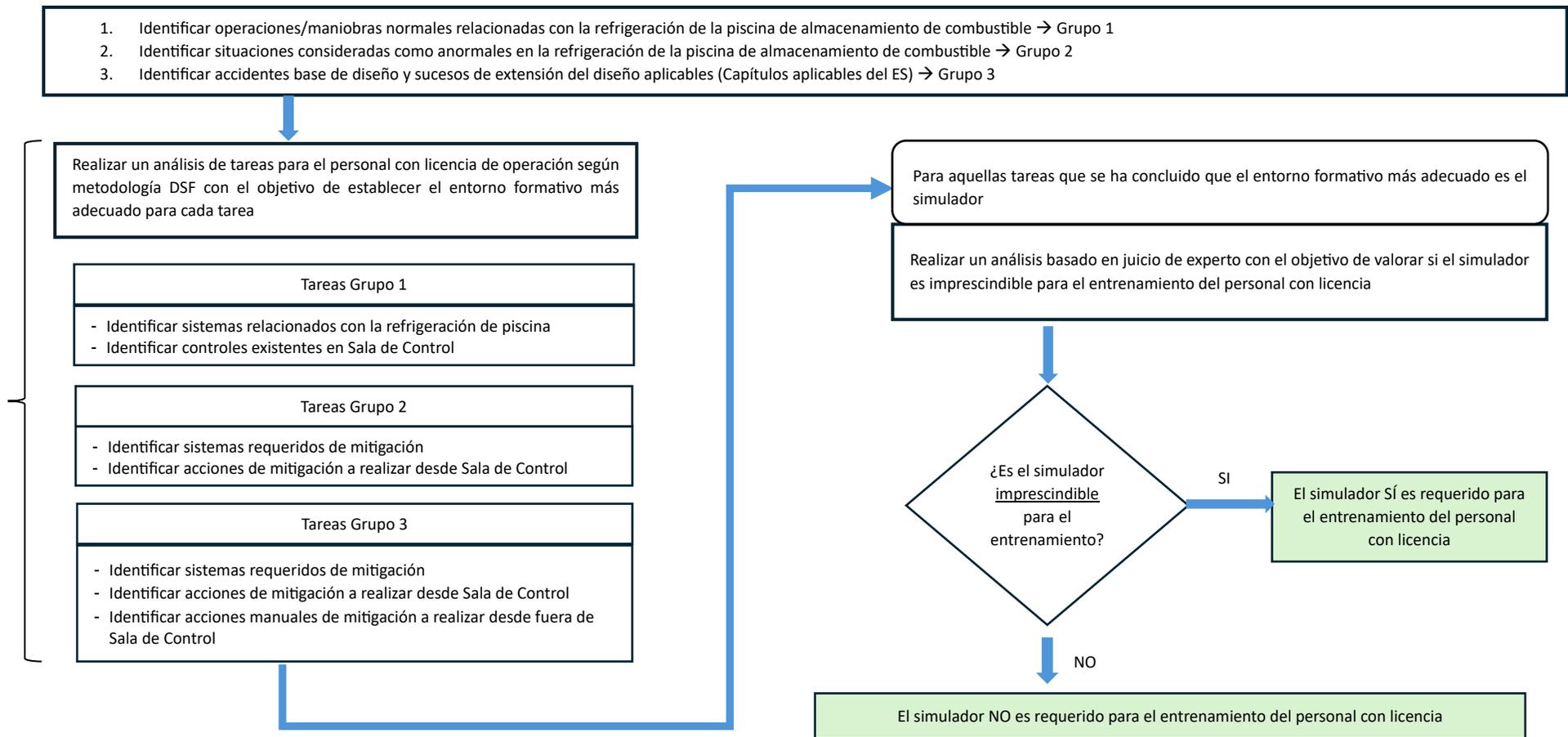
- 1) No se ha identificado ningún requisito normativo en la normativa del país origen de proyecto de la mayoría de las centrales nucleares españolas (EE.UU.) que requiera el uso de un Simulador de Alcance Total en las condiciones asociadas al cese de explotación.
- 2) En la normativa española la Instrucción del Consejo IS-11 ([ref. \[5\]](#)) establece requisitos sobre el uso de un simulador de sala de control de alcance total para la formación inicial y continua de licencias de operación y por ello, teniendo en cuenta que su ámbito de aplicación alcanza hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento, para la situación asociada a un cese de explotación se ha considerado oportuno establecer un marco genérico consensuado para que el titular de la autorización de explotación de una central nuclear analice la necesidad de disponer del simulador de sala de control. La metodología y consideraciones específicas que deben tenerse en cuenta se especifican en el presente documento.
- 3) Se han realizado consultas específicas al sector de EE. UU. con el objetivo de conocer la actuación que, sobre este tema, están llevando a cabo las varias centrales nucleares que han cesado su operación de forma permanente en este país. Las respuestas muestran que no hacen uso de los simuladores al entrar en cese de operación comercial y que no existe ningún requisito asociado que lo requiera.
- 4) Se incluye en el Anexo de este documento un flujograma con la metodología de análisis acordada para valorar la necesidad de mantener el simulador de alcance total para el entrenamiento del personal con licencia de operación durante la fase de cese de explotación.
- 5) Si de dicho análisis resulta que no es necesario mantener el simulador el titular presentará, 9 meses antes de la DCEX o de la fecha prevista en la que ya no se considere necesario el simulador, la que sea posterior, una solicitud de apreciación favorable específica sobre la no necesidad de mantener el simulador, para cada planta, haciendo uso de la metodología descrita en el presente apartado.

## 6. REFERENCIAS

- [1] Términos de referencia. Grupo de Trabajo 3 (GT3) sobre transición de las licencias de personal de operación y uso del simulador de alcance total de sala de control tras el cese de explotación (Grupo CSN-ENRESA-Sector sobre proceso de licenciamiento previos a la transferencia de titularidad).
- [2] [10CFR55.46 “Simulation facilities”](#).
- [3] [10CFR55.45 “Operating Test”](#).
- [4] [Regulatory Guide 1.149 revision 4 “Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training and License Examinations”](#).
- [5] [Instrucción IS-11, revisión 1, de 30 de enero de 2019, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares](#).
- [6] [Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares](#).

- [7] Instrucción [IS-37, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.](#)
- [8] GTDCEX/GT1/01 Rev. 0 “Metodología de desarrollo de la documentación soporte para la solicitud de obtención de la Declaración de Cese de Explotación”
- [9] Regulatory Guide 1.13 Revision 2, “Spent fuel storage facility design basis” (March 2007)

**ANEXO: FLUJOGRAMA METODOLOGÍA DE ANÁLISIS SOBRE LA NECESIDAD DEL SIMULADOR DE ALCANCE TOTAL PARA EL ENTRENAMIENTO DEL PERSONAL CON LICENCIA DE OPERACIÓN DURANTE LA FASE DE CESE DE EXPLOTACIÓN**



FIRMADO ELECTRÓNICAMENTE - 07/07/2025 13:43:31 CET - copia obtenida del original  
 Firmado por: Maria Teresa Vazquez Mateos  
 La autenticidad del documento puede ser comprobada en: <https://www.csn.es/Sede20/verificaresv/formulario?csv=12576-61052-91247-41278>