

ÍNDICE

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

1.2. Asunto

1.3. Documentos aportados por el solicitante

1.3.1 En virtud del punto 3 de la Orden IET/1453/2012, de 29 de junio

1.3.2 En virtud de la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 (ITC-14-01)

2. DESCRIPCION Y OBJETO DE LA SOLICITUD

2.1. Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

2.2. Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad

2.2.1. Experiencia Operativa

2.2.1.1. Experiencia Operativa Propia

2.2.1.2. Experiencia Operativa Ajena

2.2.1.3. Registro de Datos Operacionales de la Central

2.2.2. Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

2.2.2.1. Dosis ocupacional

2.2.2.2. Vertidos y dosis al público

2.2.2.3. Residuos Radiactivos Sólidos

2.2.2.4. Vigilancia Radiológica Ambiental

2.2.2.5. Residuos Radiactivos de Alta Actividad

2.2.3. Cambios en la Reglamentación y en la Normativa

2.2.3.1. Revisión de Reglamentación y Normativa

2.2.3.2. Normativa de Aplicación Condicionada

2.2.4. Comportamiento de Equipos

2.2.4.1. Regla de Mantenimiento

2.2.4.2. Inspección en Servicio

2.2.4.3. Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)

2.2.4.4. Calificación Ambiental y Sísmica

2.2.4.5. Gestión de vida.

- 2.2.4.6. Mantenimiento Preventivo
- 2.2.4.7. Combustible

2.2.5. Modificaciones de Diseño

2.2.6. Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

2.2.7. Programas de evaluación y mejora de la seguridad

- 2.2.7.1 Reducción de dosis
- 2.2.7.2 Cultura de seguridad
- 2.2.7.3 Organización y factores humanos
- 2.2.7.4 Almacenamiento de combustible gastado

2.2.8. Sistema de gestión

2.2.9. Control de la configuración

2.2.10. Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control (PHVC)

2.2.11. Descripción de la Normativa de Aplicación Condicionada

- 2.2.11.1 Introducción
- 2.2.11.2 Análisis del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

3. EVALUACIÓN

3.1. Referencia y título de los informes de evaluación

3.2. Resultados de la aplicación en CN Stª Mª de Garoña del sistema de supervisión del CSN

- 3.2.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC)
- 3.2.2 Indicadores de funcionamiento
- 3.2.3 Programa de inspección
- 3.2.4 Matriz de acción
- 3.2.5 Apercibimientos y sanciones

3.3. Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

3.3.1 Experiencia Operativa

- 3.3.1.1 Experiencia operativa propia y ajena
- 3.3.1.2 Registro de datos operacionales de la central

3.3.2 Experiencia relativa al impacto radiológico

- 3.3.2.1 Dosis ocupacional

- 3.3.2.2 Vertidos y dosis al público
- 3.3.2.3 Residuos radiactivos sólidos
- 3.3.2.4 Vigilancia radiológica ambiental

3.3.3 Cambios en reglamentación y normativa

3.3.4 Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada

3.3.5 Análisis de comportamiento de equipos

- 3.3.5.1 Regla de mantenimiento
- 3.3.5.2 Inspección en servicio
- 3.3.5.3 Requisitos de vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)
- 3.3.5.4 Calificación ambiental y sísmica
- 3.3.5.5 Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE)
- 3.3.5.6 Mantenimiento preventivo
- 3.3.5.7 Combustible

3.3.6 Modificaciones de la instalación

3.3.7 Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

3.3.8 Programas de evaluación y mejora de la seguridad

- 3.3.8.1 Reducción de dosis
- 3.3.8.2 Cultura de seguridad
- 3.3.8.3 Organización y factores humanos
- 3.3.8.4 Almacenamiento de combustible gastado

3.3.9 Sistema de gestión

3.3.10 Control de la configuración

3.3.11 Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control (PVC)

3.4. Evaluación de las propuestas de revisión de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) aplicables a la autorización de explotación y hasta la carga de combustible

3.4.1 Estudio de Seguridad (ES), revisión 42M

3.4.2 Reglamento de Funcionamiento (RFO), revisión 24D

3.4.3 Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), revisión 34F

3.4.4 Plan de Emergencia Interior (PEI), revisión 11Dr1

3.4.5 Manual de Garantía de Calidad (MGC), revisión 14B

3.4.6 Manual de Protección Radiológica (MPR), revisión 10B

3.4.7 Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG), revisión 0A

3.4.8 Plan de Protección Física (PPF), revisión 7B

4. MODIFICACIONES

5. DISCREPANCIAS RESPECTO DE LO SOLICITADO

6. CONCLUSIONES Y ACCIONES

6.1.1 Aceptación de lo solicitado

7. REQUERIMIENTOS DEL CSN

8. RECOMENDACIONES DEL CSN

9. COMPROMISOS DEL TITULAR

10. HALLAZGOS

ANEXO I

- Propuesta de informe al Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación y límites y condiciones

ANEXO II

- Propuesta de Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

ANEXO III

- Carta de compromisos del titular de Refª. NN/CSN/160/2016

ANEXO IV

- Referencias de informes de evaluación, actas de inspección y actas de reunión.

SUPLEMENTO 1

- Estado de cumplimiento de las condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica, de las Instrucciones Técnicas Complementarias y de las Instrucciones Técnicas aplicables.

SUPLEMENTO 2

- Descripción y evaluación detalladas del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada.

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE CN SANTA MARÍA DE GAROÑA

1. IDENTIFICACIÓN

1.1 Solicitante

Nuclenor, SA (NN).

1.2 Asunto

Solicitud de renovación de la Autorización de explotación (SRAE) de CN Santa María de Garoña.

1.3 Documentos aportados por el solicitante

Mediante escrito de 2 de junio de 2014 y nº de registro 8799, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) para su informe preceptivo la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Santa María de Garoña (CNSMG). Esta solicitud fue presentada de acuerdo con lo establecido en el apartado 1 del artículo 28 del Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

El citado apartado 1 del artículo 28 del Real Decreto 1836/1999 establece que el procedimiento a seguir para solicitar la renovación de la autorización de explotación en los casos en los que el cese de actividad se haya producido por razones distintas a las de seguridad nuclear o protección radiológica será el establecido para solicitar una Autorización de explotación, con los requisitos adicionales que se determinen en cada caso.

Con fecha 22 de mayo de 2013 el Pleno del CSN (Acta nº 1.274) aprobó la propuesta recogida en el informe de las Direcciones Técnicas de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de ref. CSN/INF/DSN/13/883 sobre los requisitos exigibles al titular de CN Santa María de Garoña, en relación a una solicitud de renovación de la autorización de explotación tras la declaración del cese de explotación.

En el apartado “Análisis de la hipotética situación: Declarado el cese definitivo de explotación y durante el periodo de cese de explotación, el titular solicitase revertir la declaración de cese y una nueva autorización de explotación o una renovación de la autorización de explotación más allá del 2019” del citado informe, se concluía que la documentación que debería remitir el titular para solicitar la renovación de la autorización de explotación sería la identificada en el punto 3 de la Orden IET/1453/2012, de 29 de junio.

Posteriormente, el CSN emitió la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 (ITC-14.01) en la que se detallaban los requisitos adicionales previstos por el apartado 1 del artículo 28 del Real Decreto 1836/1999.

1.3.1. Documentos aportados por el titular en virtud del punto 3 de la Orden IET/1453/2012, de 29 de junio.

- Últimas revisiones de los documentos a que se refiere el punto 3 del Anexo de la Orden ITC/1785/2009 (nº de registro 8799/14):
 - o Estudio de Seguridad (ES), rev. 42.
 - o Reglamento de Funcionamiento (RF), rev. 23.
 - o Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), rev. 33.
 - o Plan de Emergencia Interior (PEI), rev. 11.
 - o Manual de Protección Radiológica (MPR), rev. 10.
 - o Manual de Garantía de Calidad (MGC), rev. 14.
 - o Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG), rev. 0.
 - o Plan de Protección Física (PPF), rev. 5. (nº de registro 8929/14, enviado por separado por su carácter confidencial). Se considera conveniente señalar que como consecuencia de lo indicado por las Resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de fechas 19 y 20 de febrero de 2015, el PPF se eliminó de la relación de documentos en base a los cuales se concede la declaración de cese definitivo de la explotación, requiriéndose, al amparo de la Autorización de Protección Física en vigor, que cambios posteriores a la rev. 5 del citado PPF sean aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previos los informes del Ministerio del Interior y del Consejo de Seguridad Nuclear.
- Propuestas de revisión de los siguientes Documentos Oficiales de Explotación (DOE) aplicables durante el periodo de explotación (nº de registro 8799/14):
 - o Estudio de Seguridad aplicable al intervalo entre la autorización de explotación y la carga de combustible, rev. 42M (nº de registro 10711/16).
 - o Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas aplicables al intervalo entre la autorización de explotación y la carga de combustible, rev. 32F (nº de registro 10711/16).
 - o Reglamento de Funcionamiento, rev. 24A.
 - o Plan de Emergencia Interior, rev. 11A.
 - o Manual de Garantía de Calidad, rev. 14A.
 - o Manual de Protección Radiológica, rev. 10A.
 - o Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado, rev. 0A.
 - o Plan de Protección Física, rev. 7A (nº de registro 8929/14, enviado por separado por su carácter confidencial).
- Una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) de la central, relativa al periodo comprendido entre el 1 de enero de 2008 y el 31 de diciembre de 2012, año natural anterior a la fecha de declaración de cese de la instalación.
- Una revisión del análisis de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC), basada en la Instrucción Técnica Complementaria del CSN de ref. CSN/C/SG/SMG/12/02.

- Una revisión del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) que incluye los análisis siguientes: sucesos internos, sucesos externos (inundaciones, incendios y otros), interfase N1-N2, nivel 2, otros modos de operación y piscina de combustible.
- Un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.
- Un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.
- Un análisis de cumplimiento de los límites y condiciones establecidos en el Anexo de la Orden ITC/1785/2009, y del cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas.
- El programa de inversiones y modificaciones de diseño asociadas a las mejoras derivadas de las lecciones aprendidas del accidente de la central nuclear Fukushima Dai-ichi, recogidas en el informe de las pruebas de resistencia e Instrucciones Técnicas Complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear.

1.3.2. Documentos aportados por el titular en virtud de la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 (ITC-14.01).

- Plan aplicado para la conservación de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) durante el periodo de cese de la explotación, incluyendo resultados obtenidos (nº de registro 43746/14).
- En relación a las penetraciones de los accionadores de barras de control (CRD), plan de inspección base de referencia y actualización del plan de contingencia (nº de registro 43259/14).
- Plan de inspección de la vasija del reactor, a la luz de los fenómenos degradatorios detectados en las centrales de Doel y Tihange (nº de registro 43261/14).
- Plan de inspección base de referencia para verificar el estado de los internos de la vasija del reactor, incluyéndose, entre otros, el “core shroud” y los secadores (nº de registro 43258/14).
- Programa de inspección de las soldaduras circunferenciales de la vasija del reactor (nº de registro 43260/14).
- Programa de formación del personal de explotación (nº de registro 44162/14).
- Dotación mínima prevista para realizar y supervisar las funciones y actividades correspondientes a la fase actual y hasta la carga de combustible (nº de registro 44507/14).
- Propuesta de cambio de las ETFM, actualizando las curvas presión-temperatura (P-T) (nº de registro 43742/14).
- Definición del 5º intervalo de Inspección en Servicio y su programa de cumplimiento (nº de registro 44413/14).
- Actualización del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), de acuerdo con la IS-22 (nº de registro 44323/14).
- Análisis de cumplimiento con la revisión 1 de la IS-30 sobre requisitos del programa de protección contra incendios (nº de registro 43745/14).
- Cumplimiento con el criterio de fallo único en el diseño del sistema de despresurización automática (nº de registro 44131/14).
- Revisión del capítulo 6.2 del ES, en lo relativo a los análisis de comportamiento funcional de la contención en caso de accidente de rotura de tuberías (nº de registro 40320/15).
- Programa con las fechas estimadas para la implantación de los requisitos identificados en las ITC post-Fukushima no incluidos en la ITC de adaptación a la situación de cese de explotación (nº de registro 43737/14).

- Propuestas de modificaciones de diseño correspondientes al centro alternativo de gestión de emergencias (nº de registro 40159/15), a la instalación de un venteo filtrado de la contención (nº de registro 40547/15) y a la instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos (nº de registro 40323/15).
- Almacenamiento de grandes cantidades de agua contaminada (nº de registro 44163/14).
- Alternativas para reforzar la capacidad de extracción de calor residual a largo plazo, en la hipótesis de pérdida total de capacidad de utilización del agua del río Ebro (nº de registro 44132/14).
- Programa de puesta en servicio de las estructuras, sistemas y componentes de la instalación y el programa de pruebas previas a la carga de combustible (nº de registro 44555/14).
- Programa de pruebas de arranque a realizar entre la carga de combustible y el momento en que se alcance el 100% de potencia (nº de registro 44554/14).
- Propuestas de modificaciones de diseño correspondientes al sistema de tratamiento de gases de reserva (nº de registro 40191/15), aislamiento de contención primaria (nº de registro 44133/14), independencia de sistemas eléctricos (nº de registro 44135/14) y protección contra incendios (nº de registro 44305/14).
- Análisis de cumplimiento con el criterio 19.4 de la Instrucción del Consejo IS-27 sobre criterios generales de diseño (nº de registro 44134/14).
- Informe relativo al RIS 2013-09, sobre prevención y gestión de acumulación de gases en sistemas (nº de registro 40218/15).

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA SOLICITUD

2.1. Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

El apartado 1 del artículo 28 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), permite al titular solicitar la renovación de la autorización de explotación dentro del plazo de un año contado a partir de la fecha en que surta efectos la declaración de cese, cuando dicho cese de actividad se haya producido por razones distintas a las de seguridad nuclear o protección radiológica, estableciendo que *“El procedimiento a seguir en este caso es el establecido para solicitar una renovación de la autorización de explotación, adjuntando la actualización de los correspondientes documentos, a lo que se añadirá la documentación o requisitos adicionales que se determinen en cada caso, teniendo en cuenta la situación concreta de la instalación, los avances científicos y tecnológicos, la normativa aplicable y la experiencia operativa propia y ajena acumulada durante el periodo de explotación de la instalación, así como otros aspectos relevantes para la seguridad”*.

De acuerdo con lo anterior, el titular de CN Santa María de Garoña ha solicitado la renovación de la autorización de explotación por un periodo que finalizaría el 2 de marzo de 2031, fecha en la que se cumplirían los 60 años de operación comercial de la instalación.

Los antecedentes de esta solicitud de renovación de la autorización de explotación (SRAE) se resumen en la siguiente tabla.

ANTECEDENTE	FECHA
Orden del Minetur por la que se renueva el permiso de explotación por un período de 10 años.	5 de julio de 1999 (BOE 23-07-1999)
Solicitud de renovación de la autorización de explotación por un período de 10 años.	3 de julio de 2006
Orden ITC/1785/2009 por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta dicha fecha.	3 de julio de 2009 (BOE 04-06-2009)
Orden IET/1453/2012 por la que se revoca parcialmente la Orden ITC/1785/2009 por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta dicha fecha. La citada Orden IET/1453/2012 permite al titular solicitar, con anterioridad al 6 de septiembre de 2012, la renovación de la autorización vigente hasta julio de 2013, por un nuevo período de seis años.	29 de junio de 2012 (BOE 03-07-2012)
El titular no presenta la solicitud de renovación en el plazo establecido, decide la parada de la central y procede a la descarga de todo el combustible nuclear de la vasija en la piscina de combustible gastado.	Diciembre de 2012
Orden IET/1302/2013 por la que se declara el cese definitivo de la explotación.	5 de julio de 2013 (BOE 10-07-2013)
Modificación del apartado 1 del art. 28 del RINR, estableciendo que cuando el cese de actividad haya estado motivado por razones distintas a las de seguridad nuclear y protección radiológica, el titular podrá solicitar la renovación de la autorización de explotación dentro del plazo de un año contado a partir de la fecha en que surta efectos la declaración de cese.	21 de febrero de 2014 (BOE 08-03-2014)
Presentación ante el Minetur de la solicitud de renovación de la autorización de explotación.	28 de mayo de 2014
El CSN emite la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la SRAE, de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01.	30 de julio de 2014
Se aprueba en el CSN la guía de evaluación de la SRAE, de ref. CSN/GEL/CNSMG/SMG/1412/02.	26 de enero de 2015

2.2. Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad

El alcance y contenido de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) realizada por el titular de la CNSMG son los definidos en la Guía de Seguridad GS-1.10 “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares españolas”, rev. 1, de 2008. El período objeto de esta tercera RPS comprende desde la fecha de corte de la segunda RPS (diciembre de 2007) hasta el 31 de diciembre de 2012, año natural anterior a la fecha de declaración de cese de la instalación.

Los apartados de la RPS son los siguientes:

- Experiencia operativa.
- Experiencia relativa al impacto radiológico.
- Cambios en la regulación y normativa.
- Comportamiento de equipos.
- Modificaciones de la instalación y control de la configuración.
- Análisis Probabilista de la Seguridad (APS), incorporado por requerimiento específico del CSN.
- Programas de evaluación y mejora de la seguridad.
- Programa hidrogeológico de vigilancia y control, incorporado por requerimiento específico del CSN.
- Sistema de gestión.

En los apartados siguientes se resumen los aspectos más relevantes de la información suministrada por el titular en la RPS presentada con la SRAE:

2.2.1. Experiencia operativa

Los aspectos analizados en este apartado son los siguientes:

- Experiencia operativa interna.
- Experiencia operativa externa.
- Registro y archivo de datos operacionales.
- Valoración global de experiencia operativa.

2.2.1.1. Experiencia operativa interna

NN ha realizado una revisión del análisis de la experiencia operativa de CNSMG y ha hecho una valoración del mismo, con el fin de identificar si el proceso seguido es adecuado y si se han implantado las acciones correctoras apropiadas.

Los sucesos en los que se centra la revisión son:

- Sucesos Notificables (SN), de acuerdo con los criterios establecidos en la Instrucción del Consejo IS-10.
- Incidencias Menores (IM), de acuerdo con los criterios establecidos en el Anexo II del procedimiento “Tratamiento de la Experiencia Operativa” de ref. PCN-A-39.

Además, se incluye un análisis de los indicadores de funcionamiento de WANO relacionados con la seguridad para el período que se analiza. NN ha utilizado principalmente las siguientes fuentes de información:

- Informes anuales de experiencia operativa.
- Informes de Sucesos Notificables (ISN).
- Diario de Operación.

- Documentación de Modificaciones de Diseño (MD).
- Base de datos del Programa de Acciones Correctivas (PAC).

Se han revisado un total de 743 sucesos, de los cuales 31 son SN y 712 IM.

En la siguiente tabla se recoge la evolución anual del número de sucesos notificados clasificados según su causa:

AÑO	SUCEOS NOTIFICABLES	CAUSAS IS-10*					SCRAM
		A	B	C	D	E	
2008	7	4	2	-	3	1	1
2009	8	5	-	1	2	-	1
2010	5	1	-	2	2	1	0
2011	8	3	-	1	2	1	1
2012	3	1	0	0	0	1	1

*Causas: A (Acciones humanas), B (Error de diseño, montaje), C (Fallo mecánico), D (Fallo eléctrico), E (Otras causas).

Como resumen de la valoración que NN hace de esta revisión de experiencia operativa interna se destaca que, entre las causas directas, las acciones humanas son las que más contribuyen con el 45%. Del resto de causas directas, las preponderantes son las achacables a fallos eléctricos con un 29% y fallos mecánicos (12%).

El número de sucesos con origen en acciones humanas experimentó un repunte en la primera parte de la RPS con una moderación posterior. El titular considera que las razones fueron las siguientes:

- La implantación de la Instrucción del Consejo IS-10, que dio lugar a que con los nuevos criterios aumentara el número de sucesos notificables.
- La mejora en la determinación de causas raíces y factores causales por parte de los técnicos de NN asignados a esta tarea.

En lo que se refiere a incidentes menores, en el año 2011 se produjo un cambio en el sistema de codificación de estas incidencias. Del análisis de las incidencias menores producidas se desprende que la causa más repetitiva a lo largo del periodo son las acciones humanas con un porcentaje aproximado del 50%; la segunda causa son los fallos eléctricos, y la tercera causa los errores de diseño, fabricación o procedimiento.

2.2.1.2. Experiencia operativa externa

Desde el punto de vista de experiencia operativa externa, el titular ha revisado lo siguiente:

- Sucesos notificables del resto de centrales nucleares españolas.
- Experiencias externas de la industria nuclear.
- Informes de suministradores requeridos por el 10CFR21.

- Experiencias operativas requeridas para su análisis por el CSN.
- Boletines técnicos de General Electric.

Las experiencias operativas cuyo análisis ha sido requerido por el CSN han sido las siguientes:

- IRS-9149. Indisponibilidad de función de aislamiento automático de la contención.
- IRS-8233. Pérdida de calificación sísmica de varias válvulas por mantenimiento inadecuado.
- IRS-8014. Indisponibilidad de los orificios de descarga del CVCS debido al uso inapropiado de papel soluble en agua.
- Inspección de los pernos de anclaje de estructuras a la intemperie pertenecientes a sistemas de seguridad.
- Parada manual del reactor de la planta de Shika como consecuencia de lecturas fuera de las especificaciones de diseño del caudalímetro del agua de condensado del sistema de refrigeración del drywell y del medidor de nivel del depósito de recogida de condensados.
- Aplicabilidad del suceso ISN-11-003 notificado por CN. Ascó sobre inoperabilidad de dos circuitos independientes del sistema de agua de refrigeración.
- Acciones derivadas de los sucesos ocurridos en Fukushima.
- IRS-8235. Grietas longitudinales en penetración de la vasija de la central nuclear de Gravelines-1.
- Fallo de los alojamientos de dos mecanismos de accionamiento de las barras de control causado por fuerzas dinámicas internas generadas durante las pruebas hidráulicas del sistema de refrigeración del reactor.

2.2.1.3. Registro de datos operacionales de la central

En cumplimiento con lo requerido por la Instrucción del Consejo IS-10, rev. 1 “Criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares”, el titular ha analizado el sistema de registro y archivo de datos para comprobar que incorpora todos los datos operacionales relevantes según la especificación 5.8 “Registro y archivo de datos” incluida en el capítulo 5 de Normas Administrativas de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) y el capítulo 7 “Conservación y archivo de documentos” del Reglamento de Funcionamiento.

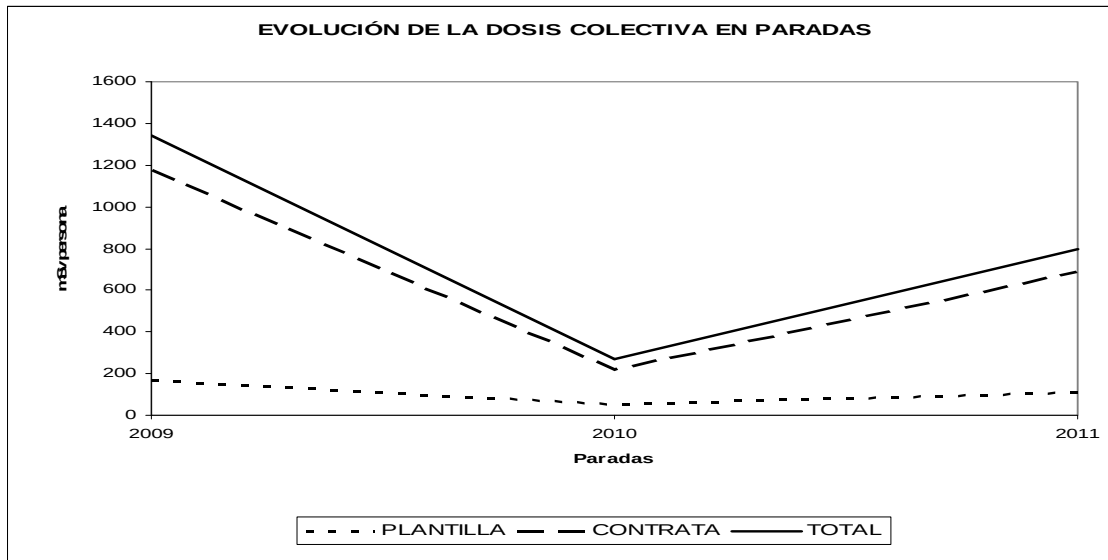
2.2.2. **Experiencia relativa al impacto radiológico**

2.2.2.1. Dosis ocupacional

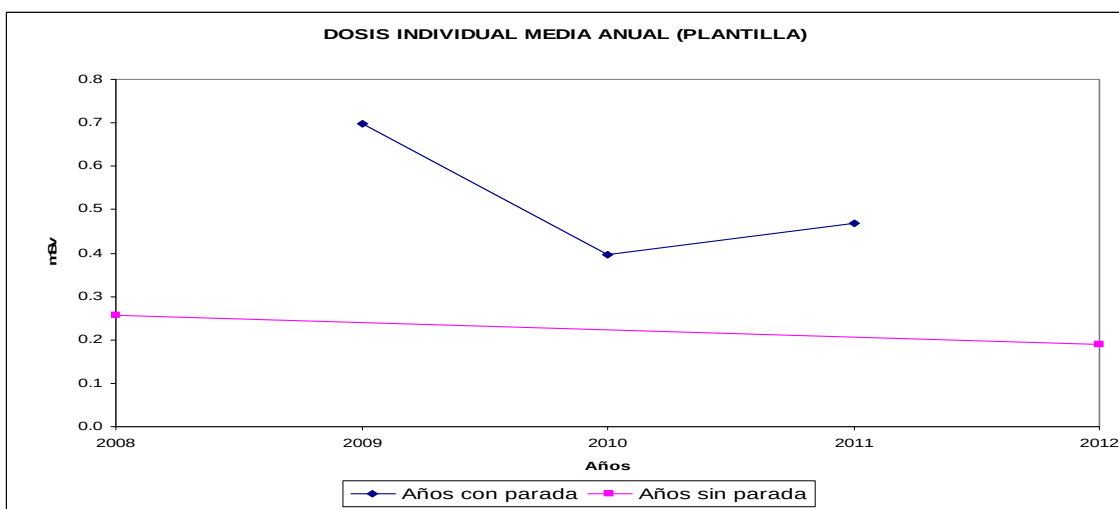
El titular ha revisado en este apartado las dosis ocupacionales del período comprendido entre los años 2008 y 2012, presentando las dosis colectivas e individuales, su evolución y su tendencia.

Para un posterior análisis comparativo entre paradas de recarga, NN ha realizado un desglose de la dosis colectiva (plantilla y contrata) sobre las tareas que son las principales contribuidoras de la dosis colectiva de cada parada. De acuerdo con la información proporcionada por NN, las dosis colectivas asociadas a las paradas de recarga siguen básicamente el perfil del número de personas involucradas en cada tarea.

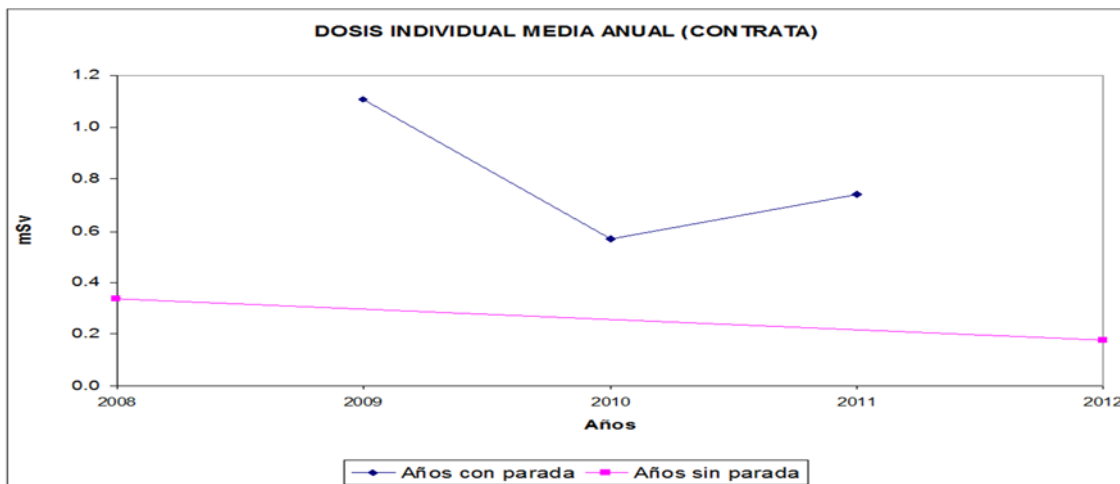
El siguiente gráfico representa de forma esquemática la evolución de la dosis colectiva en paradas del conjunto de trabajadores, observándose una disminución en la dosis correspondiente a la parada de recarga nº 10, debido a que fue una parada corta con un menor número de trabajos llevados a cabo.



En el siguiente gráfico se representa la dosis individual media anual, para personal de plantilla, tanto en años con parada como sin parada, observándose nuevamente una disminución en la dosis correspondiente a la parada de recarga nº 10, debido a su corta duración.



En el siguiente gráfico se representa la dosis individual media anual para personal de contrata.



En la documentación remitida por el titular se presenta también la evolución del número de personas en los intervalos de dosis superiores a 5 mSv para los años con parada de recarga y para los años sin parada de recarga, observándose una disminución achacable a la sensibilización del personal y a los cambios organizativos realizados.

En cuanto a los años sin parada, en el 2008 dieciséis personas superaron una dosis anual de 5 mSv, debido a que intervinieron en trabajos no programados de reparación de fugas en los calentadores y en actividades asociadas a una parada corta en abril, motivada por la necesidad de revisar las unidades refrigeradoras (HVH) del pozo seco (drywell).

2.2.2.2. Vertidos y Dosis al Público

Los datos utilizados por el titular para el análisis han sido obtenidos de su base de datos de efluentes, incorporando los criterios de la Recomendación de la Comisión Europea de 18 de diciembre de 2003 (2004/2/EURATOM).

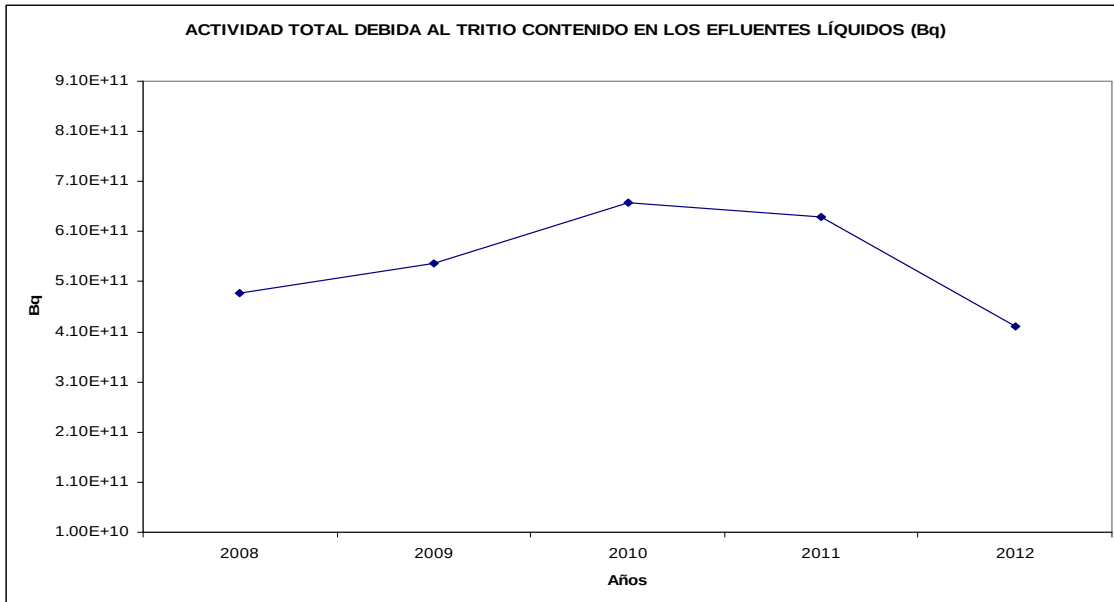
La actividad total descargada en los efluentes líquidos y gaseosos tiene dos componentes básicos: tritio y los restantes isótopos.

Efluentes líquidos.

Actividad del tritio

Durante las paradas de recarga se requiere llenar la cavidad del reactor y la piscina del secador-separador con un volumen de agua que excede la capacidad de almacenamiento del tanque de condensado (CST), siendo además necesario disponer de agua adicional para diversas actividades (limpieza de equipos, rellenado de circuitos,...) que se realizan en las paradas de recarga. Tras su

utilización, estas aguas mostrarán trazas de tritio, ya que este isótopo no es retenido por el sistema de tratamiento de residuos líquidos, resultando que en los años con parada de recarga, en general, es cuando tiene lugar un mayor vertido de tritio.



Efluentes líquidos. Actividad sin tener en cuenta la contribución del tritio

La siguiente figura representa la actividad total contenida en los efluentes líquidos sin tener en cuenta la contribución del tritio.



Se destacan los siguientes aspectos:

- Las actividades máximas coinciden en general con los años de parada.
- En general, la evolución de los vertidos no está relacionada con el estado operativo de los sistemas de tratamiento, sino con variaciones en el inventario de agua de la central, limpiezas y rellenado de circuitos, de tal manera que incrementos en el inventario de agua repercuten en el incremento de la actividad total descargada.

Efluentes gaseosos

A partir del análisis de las gráficas incluidas en la RPS, el titular considera que la dosis debida a los efluentes gaseosos sigue básicamente el perfil del vertido de gases nobles, siendo el carbono-14 el isótopo responsable de más del 90% de la dosis.

Tanto del análisis de las actividades descargadas, como de las dosis estimadas para los miembros del público, NN concluye que el impacto radiológico del periodo analizado se ha mantenido por debajo del límite anual (1 mSv) y de la restricción operacional (0,1 mSv), lo que pone de manifiesto que los sistemas y procedimientos para la limitación, vigilancia y control de los efluentes, tanto líquidos como gaseosos, son adecuados.

2.2.2.3. Residuos radiactivos sólidos

Proyectos significativos del periodo 2008-2012

En la documentación remitida por NN se identifican los principales proyectos desarrollados durante el periodo analizado:

- Proyecto específico de desclasificación de chatarras metálicas.
- Gestión de la desclasificación de aceites usados.
- Tratamiento de lodos procedentes de los tanques decantadores de barros.
- Proyecto de reacondicionamiento de bidones con microcel.
- Trabajos de puesta en marcha de la planta de extracción de bidones con microcel.
- Ingeniería de detalle y optimización del diseño de máquinas de la planta de procesado del EAMU (Edificio de Almacenamiento de Material Usado).
- Revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG).

Programas de reducción de residuos de Baja y Media Actividad (RBMA).

Durante el periodo que comprende la RPS se han realizado las siguientes actividades:

- Desclasificación de los tubos del condensador.
- Análisis radioquímico de quince muestras de componentes de turbina para obtener el isotópico fijo y los factores de escala aplicables al proyecto de desclasificación de los componentes de la turbina.
- Las anteriores actuaciones sobre residuos que ya estaban almacenados en la central como consecuencia de Modificaciones de Diseño (MD) o reparaciones, reducen los RBMA bien mediante la desclasificación de los mismos, bien mediante su procesado para convertirlos en residuos de muy baja actividad (RBBA).

Identificación de las corrientes de residuos para las que aún no existe una vía de gestión.

Durante el periodo que comprende la RPS, se encontraban en la central bultos sin vía de gestión definitiva, los cuales ya aparecen en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR) vigente con una modalidad de gestión implantada. Entre ellos, los más importantes son:

- Concentrados de evaporador inmovilizados en microcel.
- Lodos húmedos incorporados en absorbente.
- Filtros no tipificados.

Identificación de los RBMA generados, pendientes de acondicionamiento o desclasificación para los que sí existen vías de gestión.

El titular identifica las siguientes corrientes de RBMA generadas en la central pendientes de acondicionar y las vías de gestión previstas para cada una de ellas:

- Sólidos prensados
- Súpercompactados
- Sólidos no prensados
- Filtros
- Resinas tipo bola
- Lodos
- Concentrados del evaporador
- Lodos desecados

Análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de la gestión de los residuos radiactivos que lleva a cabo el titular

La trazabilidad del proceso de gestión de los RBMA viene especificada fundamentalmente en las instrucciones de operación (IOP), procedimientos de la sección de protección radiológica, procedimientos de la sección de química y radioquímica y los documentos descriptivos de bultos (DDB).

Durante el año 2011 se desarrolló una nueva base de datos de bultos de residuos radiactivos, que contempla la trazabilidad completa de los bultos.

Análisis de las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos entre las distintas zonas de la central con el objeto de que sean gestionados como convencionales.

Durante el periodo que comprende la RPS, el titular identifica las siguientes incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos, así como las acciones adoptadas:

- Caída de un bidón de residuos radiactivos (lodos) en el edificio auxiliar de procesado.
- Técnico de la sección de protección radiológica no presencia el transporte, y no se ejecuta control radiológico de las ruedas de los vehículos que entran en el edificio de procesado.

- No anotar en el libro de turno de la sección de protección radiológica los datos referidos al transporte de bultos radiactivos.

Técnicas de caracterización físico-química y radiológica de los RBMA

Durante la revisión ligada al procesado de desclasificación de tubos del condensador, se introdujeron mejoras en las técnicas de caracterización de chatarras metálicas descritas en los siguientes procedimientos:

- “Determinación del cumplimiento del nivel de desclasificación a partir de resultados de análisis radioquímico de muestras de tubos del condensador”. Ref. PR-A-042.
- “Procedimiento de cálculo para desclasificación de tubos del condensador con el equipo box-counter”. Ref. PR-A-046.
- “Procedimiento general de cálculo de actividades de bultos de residuos radiactivos dependiendo de su naturaleza”. Ref. PR-RR-018.

Evolución de los procedimientos asociados a la gestión y control de RBMA

Durante el periodo de revisión de la RPS se han generado y revisado gran cantidad de procedimientos relacionados con la gestión de RBMA, destacando por su importancia los relacionados con la desclasificación de aceites y de tubos del condensador.

Mejoras en la gestión de RBMA

De acuerdo con la información aportada por el titular, se han realizado las siguientes mejoras:

- Proceso de tratamiento de lodos procedentes de los tanques decantadores y expedición de los bultos generados.
- Aceptación por parte de ENRESA de cambios de codificación de bultos.
- Implementación de una nueva base de datos de bultos de residuos radiactivos, la cual contempla la trazabilidad completa de los bultos.
- Incorporación al PGRRCG e informes anuales de la gestión de las fuentes radiactivas.
- Elaboración de un informe previo al inicio del embidonado de resinas bola del condensado.

Cambios en la reglamentación y normativa

Los cambios en los procedimientos derivados de modificaciones en la reglamentación y normativa han sido los siguientes:

- Documento “Gestión de la desclasificación de aceites”. Ref. PR-A-041, en el que se incluyeron los límites y condiciones de la autorización de desclasificación de aceites conforme a lo descrito en la Resolución del Minetur el 12 de noviembre de 2009.
- “Procedimiento de categorización de materiales y su control radiológico para la salida de zonas de residuos radiactivos”. Ref. PR-RR-023, para la implantación de la Instrucción del Consejo IS-31 sobre criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.

2.2.2.4. Vigilancia radiológica ambiental

El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) está constituido por la red de vigilancia y por los procedimientos de muestreo, análisis y medida, estando encaminado a identificar los incrementos de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos en el medio ambiente producidos por el funcionamiento de la central, con objeto de evaluar el impacto radiológico derivado de su funcionamiento.

El periodo considerado comprende los resultados obtenidos en el desarrollo de los programas de vigilancia desde noviembre de 2007 (vigente para la realización del plan de 2008) a la revisión de noviembre de 2011 (vigente para la realización del plan de 2012).

El titular ha presentado un resumen de los planes de vigilancia llevados a cabo, destacando las principales modificaciones en su alcance y describiendo sus causas, como la incorporación de nuevos puntos de muestreo, o la ampliación con algún nuevo tipo de muestra.

El número de medidas realizadas cada año se ha mantenido constante en el periodo considerado. NN tiene implantado un programa de control de calidad del PVRA.

Asimismo se han llevado a cabo los siguientes estudios relacionados con las actividades del PVRA:

- Idoneidad del empleo de contadores totalizadores de gas en el muestreo de aire.
- Conveniencia de incorporar en el PVRA el muestreo y análisis de C-14 en muestras de aire y vegetales.
- Zonas de reproducción del mejillón cebra en el río Ebro y en el embalse de Sobrón.
- Actualización del censo del uso de la tierra y el agua en los años 2009 y 2012.

Medidas realizadas dentro del PVRA y resultados:

- *Medidas de radiación directa*

Estas medidas se han llevado a cabo en 19 puntos. Los resultados obtenidos no indican tendencia de subida.

- *Medidas de yodo en aire*

Los resultados obtenidos han estado siempre por debajo del límite de detección, excepto en los meses de marzo y abril de 2011, en los que se detectó a nivel de trazas la presencia de I-131 en muestras tomadas en el entorno de la central y en el punto testigo. Los valores de concentración encontrados son inferiores en varios órdenes de magnitud a los niveles de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales. Dado que no ha existido ninguna anomalía en la operación que pueda justificarlo, se atribuye el origen de este radioisótopo al accidente en la central de Fukushima.

- *Medidas de partículas en aire*

Se han efectuado medidas β , de espectrometría gamma y de Sr^{89-90} . Los resultados obtenidos indican lo siguiente:

- En ningún caso se han obtenido valores de actividad de isótopos emisores gamma de origen artificial superiores a los límites de detección de las medidas.
- No se han obtenido valores de actividad de Sr^{89-90} superiores a los límites de detección de las medidas.

- *Medidas en suelos*

Las muestras de suelos se recogen en seis puntos con frecuencia anual, realizándose medidas de los isótopos Cs-137 y Sr-90. De los análisis realizados, se obtiene un resultado del coeficiente de correlación estadísticamente significativo exclusivamente en un punto para el isótopo Cs-137 y en un punto para el Sr-90, observándose una tendencia ligeramente descendente en ambos casos. La presencia de ambos radioisótopos se debe atribuir al poso radiactivo debido a las pruebas de armas nucleares efectuadas en el pasado.

- *Muestras de agua*

Las muestras analizadas proceden de agua de lluvia y depósito seco, agua potable, agua subterránea y agua superficial.

En la documentación remitida por el titular se revisan los aspectos relativos al alcance del programa, número de medidas realizadas y un resumen de los resultados obtenidos comparándolos con los niveles de notificación para aquellos radionucleidos que lo tienen establecido, o se comparan entre los obtenidos en las estaciones de seguimiento y las estaciones testigo.

Esta última comparación ha sido especialmente importante en el periodo que abarca esta RPS, ya que el origen de la detección de determinados isótopos artificiales ha podido atribuirse al accidente ocurrido en Fukushima, como en el caso de la muestra de agua de lluvia y depósito seco en la que se realizaron medidas por espectrometría gamma y medidas de Sr^{89-90} , obteniéndose un único valor de actividad de I-131 en abril de 2011 superior al límite de detección de la medida, e inferior al nivel de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales, no habiéndose producido ninguna anomalía en la operación de la central que pueda justificarlo.

Adicionalmente, el titular ha realizado medidas sobre muestras de leche, alimentos vegetales y animales, peces, sedimentos de fondo y organismos indicadores. Como conclusiones generales relativas a la vigilancia ambiental, NN extrae las siguientes:

- La escasa dispersión que presentan los resultados para cualquier vía, indica la idoneidad del programa de muestreo y la estabilidad de los procedimientos aplicados.
- Los resultados de radiación o de radiactividad en muestras indican que, en general, no existen aumentos de radiactividad atribuibles a la operación de la central.
- Los únicos casos en que se puede atribuir el contenido de radiactividad a la operación de la central son en muestras de sedimentos, organismos indicadores y agua superficial, donde

los valores encontrados son muy bajos y las dosis que pueden derivarse de su presencia son despreciables.

2.2.2.5. Residuos Radiactivos de Alta Actividad

Este punto se desarrolla en los apartados 2.2.4.7. “Combustible” y 2.2.7.4. “Almacenamiento de combustible gastado”.

2.2.3. Cambios en la reglamentación y normativa

2.2.3.1. Revisión de reglamentación y normativa

La condición 4.2 de la autorización de explotación de 2009 requiere la presentación de un informe anual sobre las medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica, y a la normativa del país origen del proyecto.

El titular ha presentado los informes requeridos, cuyo alcance y contenido se ajustan a lo establecido en las ITC de referencias CNSMG/SMG/09/26 y CNSMG/SMG/SG/08/40, respectivamente, analizándose los siguientes documentos:

- Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica.
- Normativa del país origen del proyecto: modificaciones de los apartados 50 y 100 del 10 CFR, cartas genéricas (GL), boletines (BL) y órdenes genéricas de la NRC.
- Otros documentos emitidos por la NRC sin carácter normativo: guías reguladoras (RG) y resúmenes de cuestiones reguladoras (RIS).

En la documentación presentada por el titular se revisan los análisis incluidos en los informes anuales sobre normativa, en el periodo de la RPS.

La revisión realizada ha tenido por objeto:

- Asegurar que todos los requisitos aplicables han sido analizados y que se han implantado o existe un programa de implantación de las acciones derivadas de dichos análisis.
- Realizar una valoración, con los criterios actuales y la experiencia, de los análisis realizados y su grado de validez en el momento de realizar el análisis.
- Realizar una evaluación y adoptar las acciones que se deriven de las posibles deficiencias en el análisis de normativa detectadas en la RPS.

Reglamentación nacional

Los requisitos aplicables a las centrales nucleares españolas, tanto para su licenciamiento como para su operación, vienen descritos principalmente en la normativa siguiente:

- Ley 25/1964, de 29 de abril, de Energía Nuclear.
- Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
- Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, por el que se aprueba el Estatuto del CSN.

- Ley 14/1999 de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear.
- Real Decreto 1836/1999 por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.
- Real Decreto 1546/2004 por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN).
- Real Decreto legislativo 1/2008, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación de Impacto Ambiental de proyectos.

En la documentación remitida por el titular se describen cincuenta y cinco modificaciones habidas en la legislación y normativa nacional, incluidas las Instrucciones del Consejo, en el periodo objeto de revisión, y se indica cómo afectan estos cambios a CNSMG.

Normativa del país origen del proyecto

El reactor de CNSMG es de diseño General Electric. De acuerdo con la condición de la autorización de explotación mencionada, el titular debe analizar la regulación y normativa del país de origen del proyecto que, en este caso, es Estados Unidos. Su regulación aplicable a energía nuclear se encuentra contenida en el título 10 del Código de Regulación Federal (CFR). Adicionalmente, el organismo regulador de este país en materia nuclear (NRC) emite documentos (Generic Letters (GL), Bulletins (IEB), Orders (EA), Regulatory Guides (RG) y Regulatory Issues Summary (RIS)), en base a los resultados del análisis de temas genéricos o a la experiencia adquirida en la explotación de las centrales.

En relación con el título 10 del CFR, las partes que se han analizado sistemáticamente y que se han incluido en los informes anuales de seguimiento de normativa, han sido el 10CFR50 ("*Licensing*") y 10CFR100 ("*Reactor Site Criteria*"). En el periodo de revisión se han identificado veinticuatro cambios, habiendo evaluado el titular, para cada uno de ellos, su aplicabilidad, acciones correctoras y estado de implantación, si procede. De los veinticuatro cambios, únicamente son aplicables a CNSMG cinco, no requiriendo en ningún caso acciones.

En el periodo objeto de revisión se han publicado una GL, dos IEB y tres EA. En la evaluación del titular se han incluido también las siguientes GL, que no estaban cerradas en la RPS de 2008, o que se han reabierto posteriormente:

- GL-96.05: "Periodic Verification of Design Basis Capability of Safety related Motor Operated Valves".
- GL-98.05: "BWR Licensees Use of the BWRVIP-05 Report to Request Relief from Augmented Examination Requirements on Reactor Pressure Vessel Circumferential Shell Welds".
- GL-2003.01: "Control Room Habitability".
- GL-2006.02: "Grid Reliability and the Impact on Plant Risk and the Operability of Offsite Power".

Tras el correspondiente análisis, el titular concluye que se encuentran pendientes de implantación las acciones derivadas de las GL-98.05, GL-2008.01 e IEB-2012.01.

Desde la emisión de la ITC de ref. CNSMG/SMG/SG/08/40, determinadas guías reguladoras fueron incluidas en los informes anuales de normativa. En el periodo objeto de revisión se han analizado en total treinta y una guías reguladoras, resultando que en ningún caso se ha identificado la necesidad de implantar acciones.

Con respecto a los RIS, desde la emisión de la ITC de ref. CNSMG/SMG/SG/08/40, fueron incluidos treinta y tres en los informes anuales de normativa, resultando que las acciones identificadas en los siguientes RIS han sido implantadas: RIS-2005.20.R1, RIS-2008.28, RIS-2008.30, RIS-2010.06, RIS-2011.05, RIS-2011.12.R1, RIS-2012.01, RIS-2012.03, RIS-2012.10 y RIS-2012.11, no existiendo acciones adicionales pendientes de cierre.

2.2.3.2. Normativa de Aplicación Condicionada

Las normas para las cuales el CSN ha requerido un análisis de aplicabilidad, dentro del programa de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC), y el alcance del análisis realizado para cada una de ellas, se incluyeron en el Apartado A del Anexo de la ITC de ref. CSN/C/SG/SMG/12/02 de fecha 11 de julio de 2012. De acuerdo por lo manifestado por el titular, un análisis preliminar del conjunto de normativa emitida con posterioridad a la fecha indicada, no identifica un alcance adicional.

2.2.4. Comportamiento de equipos

2.2.4.1. Regla de Mantenimiento

El 10 de Julio de 1991 la U.S. Nuclear Regulatory Comisión (NRC) publicó una nueva reglamentación bajo el Code of Federal Regulation 10 CFR 50.65, “Requirements for Monitoring the effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, conocida también como “Maintenance Rule” (Regla de Mantenimiento). En la edición de esta nueva regla, la NRC fechó en Julio de 1996 el momento a partir del cual sus requisitos deberían ser verificados por las centrales de EEUU, permitiendo así un proceso de implantación de cinco años.

La Regla de Mantenimiento (RM) tiene como finalidad el verificar la efectividad del mantenimiento de las estructuras, sistemas y componentes (ESC), de manera que se garantice de forma razonable su capacidad de llevar a cabo las funciones previstas.

La Regla de Mantenimiento se caracteriza principalmente por estar basada en el comportamiento o prestación de las estructuras, sistemas y componentes de la Central más que en el cumplimiento de programas específicos.

En Octubre de 1993, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) solicitó a las centrales nucleares la elaboración de un plan para el cumplimiento del nuevo requisito regulador 10CFR 50.65, aceptándose el consiguiente retraso en su implantación con respecto a la fecha establecida en EEUU. La fecha establecida por el CSN para la implantación de la RM en las centrales españolas fue el día 01/04/1999. Con objeto de regular los criterios aplicados por el CSN para vigilar el cumplimiento con la RM en las centrales nucleares, el CSN emitió en octubre de 2007 la Instrucción

del Consejo IS-15, “Requisitos para la Vigilancia de la Eficacia del Mantenimiento en Centrales Nucleares” y la Guía de Seguridad GS-1.18, “Medida de la eficacia del mantenimiento en Centrales Nucleares”.

CN Santa María de Garoña participa en el grupo de trabajo GSRM, constituido dentro del Comité de Energía Nuclear de UNESA, para la aplicación y seguimiento de la Regla de Mantenimiento en las centrales nucleares españolas.

Durante el periodo analizado, de acuerdo con la metodología de aplicación de la RM, además de los cambios a nivel de función y de las modificaciones de diseño implantadas, los cambios en los Documentos Oficiales de Explotación y la actualización de los APS han dado lugar a la incorporación o eliminación de equipos o componentes a funciones ya incluidas en el alcance de la RM.

De acuerdo con la GS-1.18 el titular identifica las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) de elevada significación para el riesgo, de modo que cuando se produzca un solo fallo funcional en alguno de ellos se debe realizar un análisis de determinación de causa. En el periodo analizado, determinadas funciones fueron clasificadas e incorporadas como significativas para el riesgo, resultando que se observa un ligero aumento de los sistemas y funciones vigilados por la RM.

En la documentación remitida por el titular se refleja que, de forma global, la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) ha disminuido a lo largo de las sucesivas revisiones del Análisis Probabilista de Seguridad (APS), indicándose como posibles causas las mejoras en el diseño de la central, mejoras en el APS y mejor comportamiento en la fiabilidad y disponibilidad de los equipos.

2.2.4.2. Inspección en servicio

Este apartado tiene por objeto informar de las inspecciones y pruebas funcionales de los diferentes equipos de la central realizadas en el periodo de tiempo establecido para la tercera RPS, en cumplimiento de los Manuales de Inspección en Servicio (MIS) vigentes.

Adicionalmente, también figuran dentro del alcance los siguientes programas:

- Programa de seguimiento de componentes sometidos al fenómeno de erosión-corrosión.
- Programa de inspección de internos de la vasija, no incluidos dentro del alcance de la Sección XI del Código ASME.
- Programa de inspección de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de barras de control.
- Programa de inspección de las toberas de agua de alimentación.

Las diferentes inspecciones y pruebas realizadas objeto de este alcance, se han ejecutado durante las siguientes paradas para recarga de combustible:

- 25ª Parada de Recarga, Marzo/Abril de 2009.
- 26ª Parada de Recarga, Mayo de 2010.
- 27ª Parada de Recarga, Mayo de 2011.

La evaluación realizada, debido a las fechas entre las que está comprendido el alcance de esta tercera RPS (Diciembre de 2007 a Diciembre de 2012), abarca parte de dos intervalos decenales de inspección:

- Cuarto Intervalo de Inspección (Marzo/2001-Mayo/2011).
Se han evaluado los resultados de las inspecciones y pruebas realizadas durante el Tercer Periodo trienal (Abril/2008-Mayo/2011). No obstante, para los apartados de ensayos no destructivos, inspección de soportes y pruebas de la contención, se ha realizado una evaluación global del cumplimiento a la finalización del Cuarto Intervalo. El Primer y Segundo Periodo fueron evaluados en la anterior Revisión Periódica de Seguridad.
- Quinto Intervalo de Inspección (Mayo/2011-Mayo/2021).
Se han evaluado los resultados de las inspecciones y pruebas realizadas hasta diciembre de 2012, que están incluidas dentro del Primer Periodo (Mayo/2011-Mayo/2014).

Como conclusión final, el titular destaca los siguientes aspectos:

- Se han realizado el 100% de las inspecciones y pruebas programadas durante el periodo que abarca la RPS.
- En base a los resultados de las diferentes inspecciones y pruebas, no se han detectado hallazgos relevantes que pudieran haber afectado a la seguridad de la planta.

2.2.4.3. Requisitos de vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)

Las ETFM constituyen el conjunto de límites y restricciones cuyo objetivo es garantizar que la operación global de la instalación se mantiene dentro de los límites determinados en los análisis de seguridad como adecuados para la protección frente a riesgos indebidos.

Las pruebas de vigilancia de equipos aportan dos tipos de información:

- Inoperabilidades de equipos, detectadas en las pruebas funcionales.
- Evolución de los parámetros característicos de los equipos, medidos en las calibraciones y en otro tipo de pruebas.

Los datos de inoperabilidades no se consideran por sí mismos indicadores de la existencia de posibles mecanismos de degradación, ya que la inoperabilidad puede ser debida a múltiples causas de diferente índole, algunas de ellas ajenas al equipo. En cambio, la observación de la evolución de tiempos de respuesta de los sistemas, derivas entre calibraciones de instrumentos, y otro tipo de datos medibles, sí pueden ser indicadores de la existencia de mecanismos de degradación. Por esta razón, este apartado de la RPS se centra en la recogida de datos y observación de tendencias de valores de variables medidas en las pruebas.

La información proporcionada por el titular incorpora los resultados de la vigilancia realizada sobre equipos a los que aplican las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas, que no han sido tratados en el apartado de Inspección en Servicio. Los equipos sobre los que se hace una valoración de los resultados de la vigilancia de ETFM son: instrumentación de protección, tiempos de respuesta de los generadores diésel y tiempos de respuesta de los sistemas ECCS. También se

incluye información sobre otros equipos sometidos a mecanismos de degradación, como son las baterías, así como sobre las pruebas de vigilancia que han sido no satisfactorias.

En relación con los fallos e inoperabilidades detectados en la realización de pruebas requeridas por las ETFM, el análisis realizado por el titular concluye que no se han puesto de manifiesto indicaciones nuevas ni distintas de las ya conocidas y tratadas en SMG, o en otras centrales similares, y que no se han puesto de manifiesto aspectos significativos para la seguridad que puedan relacionarse directamente con fallos o mecanismos de degradación de equipos.

2.2.4.4. Calificación ambiental y sísmica

Calificación ambiental

Las actividades relacionadas con el mantenimiento de la calificación ambiental de equipos se describen en el documento “Estudio de Calificación Ambiental (ECA)”. Este estudio se revisa después de cada parada de recarga.

La documentación remitida por el titular en la RPS incluye una descripción de dichas actividades, así como la identificación de las sustituciones de equipos de la planta, motivadas por la finalización de su vida calificada.

Las sustituciones más relevantes de equipos de la planta, motivadas por la finalización de su vida calificada en el periodo objeto de la RPS, han sido las siguientes:

- Motores de las bombas del LPCI.
- Motores de los climatizadores de los cubículos de las bombas del LPCI y del CS.
- Solenoides de las válvulas de alivio SOV-203-3A, B y C del sistema de vapor principal.
- Equipo diverso como “finales de carrera”, interruptores de presión, etc.

La actividad más relevante de equipos de la central, relacionada con el mantenimiento de la calificación ambiental, fue la sustitución de juntas de las tapas de las cajas del motor de la bomba “C” del LPCI, al haber perdido su calificación al ser manipuladas durante una revisión programada.

Calificación sísmica

Como consecuencia de los cambios habidos en los requerimientos para la calificación sísmica de equipos a lo largo de los años, la NRC identificó la cuestión de seguridad no revisada (Unresolved Safety Issue) USI A-46, “Seismic Qualification of Equipment in Operating Nuclear Plants”, en diciembre de 1980. El propósito del USI A-46 era poner de manifiesto la necesidad de verificar la idoneidad sísmica de equipos en las plantas en operación, que no habían sido calificados de acuerdo con los criterios más recientes. El USI A-46 fue resuelto por la NRC con la publicación de la Generic Letter 87-02 en 1987. La resolución se apoya en la constatación de que se puede usar la experiencia sobre terremotos reales en plantas eléctricas (nucleares y convencionales) y otras instalaciones industriales, que han sufrido terremotos significativos, como base para la evaluación de la idoneidad sísmica de equipos similares instalados en las centrales nucleares.

El proceso y criterios seguidos para la selección de equipos con requisitos sísmicos, así como la verificación sísmica de los mismos, fue descrito con detalle en el capítulo 4.3 de la RPS de junio de 1998.

En la actualidad, la calificación sísmica de nuevos equipos y componentes se realiza de acuerdo a lo establecido en la RG 1.100, Rev. 2, que endosa la IEEE Std 344-1987.

En la documentación remitida por el titular se presentan los resultados de la verificación sísmica de los equipos de parada segura; también se hace referencia a la actualización del estudio, al mantenimiento de la calificación sísmica y a la gestión de repuestos (procesos de dedicación).

2.2.4.5. Gestión de vida

La gestión de vida en la Central de Santa María de Garoña se realiza fundamentalmente a través de dos vías. Los equipos activos son controlados mediante programas ya implantados hace tiempo como son, por ejemplo, la regla de mantenimiento, la experiencia operativa, el programa de mantenimiento y el programa de calificación ambiental. La regla de mantenimiento vigila la efectividad del conjunto de los programas de mantenimiento y, junto con las evaluaciones de la experiencia operativa, es la herramienta fundamental para la gestión del envejecimiento de los equipos activos. La aplicación de la regla de mantenimiento tiene un apartado propio (apartado 2.2.4.1) en la presente PDT y por ello el presente capítulo se centra en los aspectos relacionados con la gestión del envejecimiento de equipos pasivos.

El envejecimiento de los equipos pasivos está regulado por la Instrucción del Consejo IS-22 del CSN y se gestiona mediante el Plan de Gestión del Envejecimiento a Largo Plazo, PGE-LP. Este plan contiene aquellas actividades preventivas, de inspección, de mitigación y de monitorización cuyo fin es asegurar que las funciones de los sistemas, estructuras y componentes pasivos en el alcance del mismo se mantienen de acuerdo a las bases de licencia aplicables. El conjunto de actividades del PGE-LP se agrupan en lo que se denominan Programas de Gestión del Envejecimiento, PGE. En la actualidad existen 43 PGE en CNSMG.

Los PGE se definieron inicialmente en la revisión de la gestión del envejecimiento que se realizó asociada a la solicitud de renovación para el periodo 2009-2019. Esta revisión de la gestión del envejecimiento se documentó mediante el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), elaborado en 2009 cumpliendo la norma 10CFR54 y aplicando las guías de los documentos de la NRC y la industria americana NUREG-1800, 1801 y NEI 95-10.

Posteriormente, se editó la Instrucción del Consejo IS-22, la cual requiere la elaboración de un Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) y su inclusión en la solicitud de renovación de una autorización de explotación de una central cuando se vaya a superar la vida de diseño inicialmente prevista. El PIEGE, constituido por una serie de estudios del envejecimiento, debe tener como referencia la reglamentación estadounidense contenida en la norma 10CFR54 "Requisitos para la renovación de la licencia de operación". Esta regulación es la que fija los requisitos de las plantas americanas para solicitar una renovación de su licencia de operación por 20 años, es decir, de 40 años de operación a 60 años. Asimismo son referencia aplicable los documentos que la desarrollan: NUREG- 1800, 1801 y NEI 95-10

De forma resumida en el PIEGE se establece lo siguiente:

- Alcance de estructuras, sistemas y componentes (ESC) pasivos, cuyo envejecimiento debe ser controlado.
- Efectos y mecanismos de envejecimiento a considerar en las ESC dentro del alcance en función de las combinaciones posibles de material y ambiente.
- Acciones y programas válidos para gestionar el envejecimiento de ESC dentro del alcance.
- Análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida (AEFT), realizados para un periodo de 60 años y que permiten descartar la pérdida de funciones de seguridad por efecto de mecanismos tales como fatiga, fragilización neutrónica.

La solicitud de renovación de la autorización de explotación 2009-2019 incluyó en su alcance los mismos AEFT que los actuales, ya que se analizaron considerando 60 años de operación. No han sufrido modificaciones desde entonces y mantienen su validez.

La resolución de alguno de estos AEFT ha derivado en actividades de gestión del envejecimiento incorporadas en PGE, como por ejemplo la gestión de la fatiga en la barrera de presión o la calificación ambiental.

El Plan de Gestión del Envejecimiento a Largo Plazo, PGE-LP, a diferencia del PIEGE, responde a un proceso de actualización y evaluación continua. Así, de este modo se analizan periódicamente los cambios en los PGE o AEFT que pueden ser debidos fundamentalmente a:

- Cambios en bases de licencia
- Modificaciones en la instalación
- Cambios en las bases del análisis del PIEGE
- Experiencia Operativa

Desde la Revisión Periódica de Seguridad de 2008 cabe destacar que en 2009 se revisó y aprobó el PIEGE en su revisión 4 y se ha procedido a la implantación de las actividades de gestión del envejecimiento que conforman el PGE-LP.

El proceso de evaluación interna del Programa de Gestión del Envejecimiento durante el periodo 2009 a 2012 tuvo como actividades más importantes:

- Elaboración de los Informes Anuales de Gestión del Envejecimiento. Estos informes son requeridos en la Instrucción IS-22 y se envían en el primer semestre de cada año al CSN. Hasta la fecha se han elaborado los informes de 2010, 2011, 2012 y 2013.
- Evaluación de los programas de gestión del envejecimiento, PGE. Se han realizado dos evaluaciones tras las paradas de 2009 y 2011
- Análisis de experiencia operativa

Fruto de las evaluaciones de los PGE se incorporaron 94 mejoras al PAC. De las 94 mejoras, 60 son documentales, 24 afectan al alcance de inspecciones o pruebas y 10 a sustituciones o reparaciones.

2.2.4.6. Mantenimiento preventivo

Por parte del titular no se ha detallado en un capítulo específico la valoración de los cambios habidos en los planes de mantenimiento preventivo durante el periodo de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) que se presenta, pues tales valoraciones quedan distribuidas a lo largo de los apartados 1.1 “Experiencia Operativa Interna” y 4.5 “Regla de Mantenimiento”. En estos capítulos se analiza, en el caso de que aplique, si el suceso o el fallo se debió a algún mantenimiento preventivo inadecuado o a la ausencia de mismo, y cómo se corrigió. En el apartado 4.5 relativo a la Regla de Mantenimiento se analiza si, en términos absolutos, las indisponibilidades por mantenimiento preventivo, tanto de equipos individuales como de los sistemas sujetos a Mantenimiento a Potencia, han aumentado durante el periodo, como elemento de comparación con la fiabilidad de los mismos y con las indisponibilidades sufridas por mantenimiento correctivo durante el mismo periodo.

2.2.4.7. Combustible

La mayor parte de los productos de fisión originados en la irradiación del combustible permanece en el interior de las pastillas de UO_2 , y el resto se libera y se acumula en la parte superior de las varillas que disponen de un volumen libre adecuado para su acomodo. Por lo tanto, las vainas de las varillas actúan como primera barrera para el confinamiento de los productos de fisión dentro del combustible.

En la tabla adjunta se muestran los elementos combustibles cargados en las paradas dentro del periodo de la RPS:

PARADA	CICLO	Nº ELEMENTOS	TIPO
2009	25	112	GE-14
2010	26	13	GE-14
2011	27	121	GE-14

Mediante el “sipping” (proceso de succión para identificar fugas en elementos combustibles basado en la detección de productos de fisión gaseosos) realizado durante las paradas para recarga de 2009 y 2010, se detectaron dos elementos combustibles, uno en cada parada, que tenían un fallo mecánico.

Tras la confirmación del daño, el elemento dañado en 2009 fue retirado del núcleo tras seis años de operación y almacenado en la piscina de combustible gastado. El elemento dañado en 2010 fue descargado del núcleo, reparado al sustituir la varilla dañada por una nueva e introducido nuevamente en el núcleo en la recarga de 2011. En el resto de paradas no se detectaron fallos en elementos combustibles.

2.2.5. **Modificaciones de diseño**

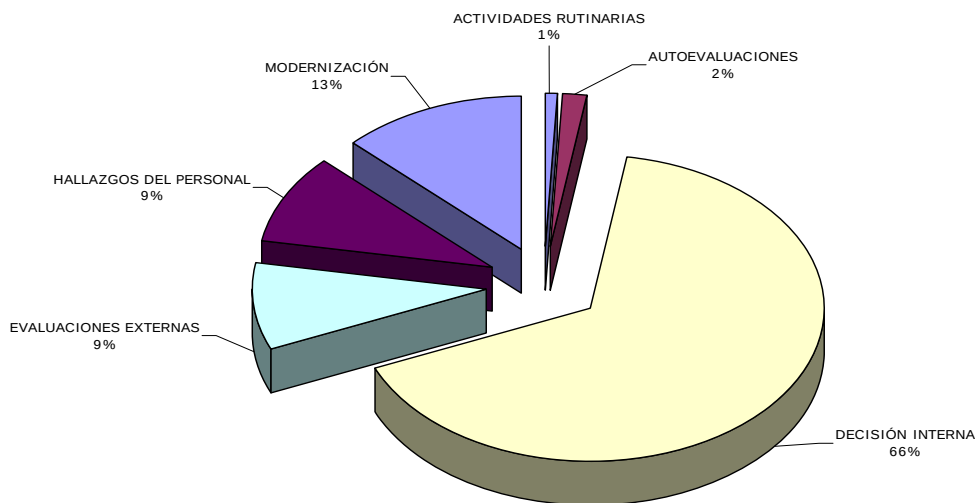
En el periodo objeto de la RPS las modificaciones de diseño se han valorado de acuerdo con la guía de seguridad GS-1.11 “Modificaciones de diseño en centrales nucleares” y con la Instrucción del Consejo IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares (BOE nº 43 de 19 de febrero de 2009). Con esta instrucción del Consejo se intensifica el proceso de análisis de las modificaciones de diseño (MD) implantadas en CNSMG.

El objetivo del presente apartado de la RPS es valorar las modificaciones realizadas en la central, sus objetivos, las acciones derivadas, su implantación, las mejoras obtenidas y las deficiencias detectadas en su sistemática de implantación, así como los planes para aumentar la seguridad de la central.

Durante el periodo objeto de estudio de esta RPS se han realizado un total de 1146 modificaciones físicas de diseño de estructuras, sistemas o componentes. En la documentación remitida por el titular se agrupan las MD con diferentes criterios con el fin de valorar su efecto sobre la seguridad:

- Según los sistemas afectados: el 40% de las MD ha correspondido a sistemas auxiliares, el 22% a sistemas eléctricos y el 21% a sistemas de instrumentación y control.
- Según la relación de las MD con la seguridad: el 27% de las MD realizadas han resultado ser modificaciones relacionadas con la seguridad. De estas, el 23% requirió Evaluación de Seguridad. En ningún caso se requirió autorización por parte de la Administración.
- Según el origen de las MD: el 66% tuvo su origen en una decisión interna, el 13% estuvo originado por una modernización, el 9% por hallazgos del personal, otro 9% por evaluaciones externas y un 2% por autoevaluaciones.

En el gráfico siguiente se señala el origen de las MD:



Asimismo, el titular realiza una valoración del efecto de las MD sobre la dosis ocupacional y una valoración del conjunto de modificaciones realizadas a sistemas significativos para el riesgo, destacándose como más significativas las siguientes:

- MD asociadas a los sistemas de refrigeración de emergencia.
- MD-540 "Sustitución de la batería B del sistema de corriente continua".
- MD-499 "Mejora de las protecciones de las unidades "Uninterruptible Power Supply" (UPS), sobre el sistema de corriente alterna"
- MD en relación con el condensador de aislamiento.
- MD sobre el sistema de habitabilidad de la sala de control.

- MD sobre el sistema de protección contra incendios (PCI).
- MD sobre válvulas de alivio de la descarga de las bombas del sistema de control líquido de reserva.

Por último, el titular concluye que no se han identificado efectos no previstos en la valoración conjunta de las MD frente a la valoración individual llevada a cabo sobre cada una de ellas.

2.2.6. Análisis Probabilista de la Seguridad (APS)

El análisis probabilista de seguridad (APS) fue desarrollado en el marco del programa integrado de realización y utilización de los APS en España, aprobado por el CSN en reunión de fecha 25 de junio de 1986. Posteriormente el proceso de revisión y actualización se fijó de acuerdo a la Guía de Seguridad GS- 1.15. Por último, hay que indicar que se publicó la Instrucción del Consejo IS-25, de 9 de junio de 2010, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los APS y sus aplicaciones a las centrales nucleares.

El proceso de actualización de los APS de CNSMG ha seguido las directrices de la GS-1.15 en lo que se refiere a los plazos de actualización. El periodo de análisis del APS para la presente RPS abarca desde la fecha de corte del APS de la anterior RPS, 1 de enero de 2008, hasta el 31 de diciembre de 2013. La fecha de corte de la última actualización de los APS es marzo de 2012, correspondiente a la recarga de 2011. En este periodo se han realizado los siguientes desarrollos y actualizaciones:

- Nivel 1 de sucesos internos a potencia: revisiones 2009 y 2011.
- Nivel 2 de sucesos internos a potencia: revisiones de 2009 y 2011.
- Nivel 1 de sucesos internos en otros modos de operación: revisiones de 2009 y 2011.
- Nivel 1 de inundaciones internas: revisión 2009.
- Nivel 1 de incendios: revisión 2011.
- APS de otras fuentes (piscina de combustible): revisión 2011.
- APS de otras fuentes (piscina de combustible) en situación de cese: revisión 2011.
- APS de otros sucesos externos: revisión 2009.

El titular describe en la documentación remitida los aspectos más relevantes y cambios introducidos en estos APS. Asimismo, NN ha realizado un análisis sobre la conformidad de su APS con la posición reguladora 1 de la *Regulatory Guide* RG-1.200 y una planificación de tareas de APS que tienen por objetivo satisfacer los nuevos desarrollos exigidos por la IS-25 respetando los plazos que requiere la GS-1.15.

2.2.7. Programas de evaluación y mejora de la seguridad

En este apartado el titular incluye información sobre aquellos programas de mejora que varias de las Instrucciones Técnicas Complementarias (ref. CNSMG/SMG/09/26) asociadas a la autorización de explotación de 2009 requirieron que continuasen llevándose a cabo:

- Programa de mejora relativo a la reducción de dosis (ITC-25).
- Programa de mejora relativo a cultura de seguridad (ITC-26).
- Programa de mejora relativo a organización y factores humanos (ITC-27).
- Programa de mejora relativo al almacenamiento de combustible gastado (ITC-28).

Adicionalmente, NN hace referencia al programa de mejora asociado a las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima. Los detalles de este programa se recogen en el documento sobre “Programa de inversiones y modificaciones de diseño asociadas a las mejoras derivadas de las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima”, adjunto a la SRAE.

2.2.7.1. Programa de mejora relativo a la reducción de dosis

En este apartado de la RPS, el titular aporta documentación complementaria a la descrita en el apartado 2.2.2.1 “Dosis ocupacional” de la presente PDT, informando sobre la creación del “Grupo de reducción de dosis del drywell”, encargado de analizar los trabajos con mayor carga radiológica a realizar durante la parada de recarga en el pozo seco. Este grupo se formó por primera vez para la parada de recarga de 2011 y está previsto que continúe en las próximas paradas de recarga.

Adicionalmente, NN identifica los siguientes nuevos proyectos dentro del programa de reducción de dosis a personal:

- Elaboración de la guía de actuación del Comité ALARA.
- Realización del estudio de ahorro de dosis por descontaminación del circuito primario.
- Optimización de las dosis individuales.
- Introducción del indicador de dosis individuales.

En cuanto a previsiones futuras, el término fuente de la central es uno de los factores más relevantes y que debe ser sometido a un seguimiento exhaustivo. Al respecto, desde el año 2009 se realiza el seguimiento del término fuente según el procedimiento “Control radiológico parada de recarga” de ref. PR-P-000, que establece un mayor número de puntos de medida en el sistema de recirculación y en diversas elevaciones del pozo seco. Asimismo se mantienen vigentes las prácticas de restricción de aportes de cobalto por sustitución de válvulas, y el criterio EPRI para la sustitución del material “Stellite” en válvulas del sistema de recirculación.

Por último, el titular ha llevado a cabo la “Evaluación del ahorro de dosis colectiva en drywell en los distintos escenarios contemplados para la descontaminación del circuito primario”, que concluye con la propuesta de realizar una revisión de este estudio con el objeto de confirmar las hipótesis y establecer el momento óptimo para la realización del proceso de descontaminación del primario.

2.2.7.2. Programa de mejora relativo a cultura de seguridad

El término “cultura de seguridad” fue acuñado por el OIEA en los informes realizados por este organismo tras el accidente de Chernobil. El concepto fue desarrollado posteriormente por el OIEA en los documentos INSAG-3 “Principios básicos de seguridad para centrales nucleares” e INSAG-4 “Cultura de seguridad”.

La cultura de seguridad tiene dos ámbitos claramente diferenciados:

- El marco de trabajo.
- La respuesta de los individuos.

El programa de cultura de seguridad de CNSMG se estructura a partir del concepto de “ciclo de mejora”, y se compone de las etapas de definición de los atributos asociados a cultura de la seguridad, la verificación sistemática de los comportamientos y la propuesta de actuaciones para la mejora de la cultura de seguridad teniendo en cuenta las verificaciones realizadas. Asimismo, el ciclo de mejora prevé llevar a cabo el seguimiento de las propuestas de actuación para determinar su efectividad.

En la práctica, este esquema teórico se traduce en los siguientes elementos:

- Modelo teórico de cultura de seguridad del OIEA.
- Realización de evaluaciones externas independientes, con una periodicidad de 5 años.
- Definición de planes de acción de mejora de cultura de seguridad, a partir de la información obtenida en las evaluaciones externas de cultura de seguridad.
- Seguimiento y evaluación de la eficacia del programa de cultura de seguridad.

La ejecución práctica y coordinación del programa de cultura de seguridad se lleva a cabo a través del director del Grupo de Garantía de Calidad y el especialista de organización y factores humanos del Servicio de Evaluación Interna.

2.2.7.3. Programa de mejora relativo a organización y factores humanos

En este apartado el titular describe el programa de factores humanos y organizativos, así como la evolución del mismo desde que en diciembre de 1999 el Consejo de Seguridad Nuclear envió a todas las centrales españolas el documento “Consideraciones para el desarrollo de un programa de evaluación y mejora de la seguridad en Organización y Factores Humanos en una central nuclear” mediante carta de ref. CSN/C/DT/99/843 (nº registro 32/2000) y que constituye la referencia de detalle para el desarrollo de este programa de mejora.

La información remitida con la RPS identifica las acciones llevadas a cabo y las previstas para reforzar el programa de organización y factores humanos durante las eventuales fases de arranque y posterior operación de la central. Asimismo incluye una relación de los proyectos realizados en cada una de las siete áreas de actuación del programa:

- Eficacia de la organización.
- Cultura de seguridad.
- Actuación humana.
- Autoevaluación y gestión del conocimiento
- Estado de la planta y control de la configuración
- Gestión de trabajos y tareas
- Condiciones y rendimientos de equipos

El titular indica que la autoevaluación del programa es positiva y que no han resultado “no conformidades” derivadas de la misma. Se mencionan, como áreas de mejora identificadas en las evaluaciones realizadas: supervisión en campo, corrección de comportamientos no deseados y refuerzo de los comportamientos deseados por parte de los supervisores.

2.2.7.4. Programa de mejora relativo al almacenamiento de combustible gastado

La piscina de almacenamiento de combustible gastado fue diseñada inicialmente con una capacidad de almacenamiento de 620 elementos combustibles. Tras sucesivas ampliaciones, se alcanzó en 1998 una capacidad de almacenamiento de 2609 posiciones para elementos combustibles, 188 para barras de control, 48 de tubos guía y 200 de medidores de escala de potencia local (LPRM), garantizando el almacenamiento hasta el año 2015 aproximadamente, en el caso de que la operación de la central hubiese continuado hasta esa fecha.

Durante los años 2008, 2009, 2010 y 2011 se descargaron definitivamente del núcleo a la piscina de combustible gastado (PCG) 246 elementos combustibles tipo GE-14 en total. En diciembre de 2012 NN decidió proceder a descargar todo el combustible de la vasija, por lo que la central inició una parada programada; como consecuencia, los 400 elementos del núcleo fueron almacenados en la PCG.

En el caso de presentarse un cese definitivo de la explotación de carácter irreversible, el conjunto de los residuos de alta actividad generados en el año 2012 serían:

- 400 elementos combustibles.
- 97 barras de control.
- 22 cadenas de sensores LPRM.

Considerando un escenario de reversibilidad del cese definitivo de la explotación, el conjunto de residuos de alta actividad generados en 2012 serían:

- Como máximo, 104 elementos combustibles, definidos en función de la posible estrategia de gestión del combustible.
- 11 barras de control.

Durante el periodo de la presente RPS se han reportado como defectuosos dos elementos combustibles en 2009 y 2010, respectivamente.

La previsión de generación de combustible gastado y su gestión en la PCG se resume en la siguiente tabla:

Elementos Combustibles		31/12/12 (Ciclo 28)	C-29	C-30	C-31	C-32	C-33	C-34	C-35
	Entradas (carga ciclo)	-	100	112	112	112	112	112	112
	Salidas (contenedor)	-	-156	-104	-104	-104	-104	-104	-
	Ocupación	2505	2449	2457	2465	2473	2481	2489	2601
	Capacidad máxima	2609	2609	2609	2609	2609	2609	2609	2609
	Posiciones libres	104	160	152	144	136	128	120	8

2.2.8. Sistema de gestión

El Sistema de Gestión integra la seguridad en todas las facetas de la gestión de la central y en las prácticas de trabajo.

El desarrollo y aplicación de este concepto se encuentra reflejado principalmente en:

- La emisión de la revisión 0 del “Manual de gestión integrada de Nuclenor” en noviembre del 2005, de acuerdo con la guía del Comité de Energía Nuclear UNESA CEN-10 “Guía para el Desarrollo de un Manual del Sistema de gestión de las Instalaciones Nucleares”, de julio de 2004.
- La publicación en Julio de 2006 por el OIEA del documento GS-R-3 de “Requerimientos de los sistemas de gestión en instalaciones nucleares”, cuyos requisitos suponen la integración de la gestión de los aspectos de seguridad, salud laboral, ambientales, protección física, calidad y económicos, para asegurar la protección de personas y del medio ambiente. (Previamente al 2006 las instalaciones nucleares disponían de sistemas separados de gestión, programas de garantía de calidad, medio ambiente, prevención de riesgos laborales, etc. de manera que la mayoría de los conceptos incluidos en la GS-R-3 ya habían sido implantados).
- La emisión en el año 2008 de la Instrucción del Consejo IS-19 “Requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares”, aplicable a partir de enero del 2010, la cual define los requisitos para un sistema de gestión basándose en la mencionada Guía GS-R-3. Adicionalmente la IS-19 requiere el cumplimiento de la norma UNE 73.401:1995 “Garantía de calidad en instalaciones nucleares”.

En diciembre del 2009 Nuclenor emitió la revisión 2 del “Manual Gestión Integrada”.

El sistema de gestión identifica e integra, junto con sus propios requisitos, aquellos requisitos aplicables a la instalación:

- Requisitos de seguridad nuclear.
- Requisitos de calidad.
- Requisitos de medio ambiente.
- Requisitos de prevención de riesgos laborales.
- Normativa industrial reflejada en Instrucciones Técnicas del Ministerio de Industria, Energía y Turismo.
- Requisitos económicos - financieros.
- Requisitos de códigos y estándares adoptados por la organización.

El sistema de gestión es sometido, asimismo, a un proceso de mejora continua. Las no conformidades y acciones de mejora identificadas son gestionadas en el Programa de Acciones Correctivas (PAC), asignándolas un nivel de importancia y priorizándolas en función de su nivel de importancia.

2.2.9. Control de la configuración

La revisión 1 de la Guía de Seguridad GS-1.10 ha introducido el apartado 4.4 “Control de la configuración” que no aparecía en la versión anterior de esta guía. Es por ello que las RPS de 1998 y de 2008 no mencionaron este punto.

Nuclenor ha realizado la nueva revisión de la RPS tomando como punto de partida la que se llevó a cabo en 2008, no siguiendo estrictamente el índice actual de la citada GS-1.10, ya que la información correspondiente al punto “Control de la configuración” se ha incorporado en el apartado 5 “Modificaciones de la instalación” de la RPS remitida.

El apartado 5.4 de la RPS “Valoración global del proceso de evaluación y análisis de las modificaciones de la instalación” describe cómo es el proceso de análisis y documentación de las modificaciones de diseño para garantizar el correcto control de configuración de la central; asimismo se explica cómo se realizan las evaluaciones de seguridad y con qué procedimientos, valorando el proceso en su conjunto y la evolución que ha tenido durante el periodo objeto de la RPS.

2.2.10. Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control (PHVC)

De acuerdo con la carta del CSN de referencia CSN-C-DSN-10-116 (nº de registro 2188/10), Nuclenor debe incluir en las RPS una descripción del desarrollo del programa de vigilancia hidrogeológica del emplazamiento, así como de las modificaciones del mismo.

El PHVC tiene su origen en la Instrucción Complementaria IC-2 al Permiso de Explotación Provisional de 1.991, que requería el establecimiento de una red de vigilancia y control del agua subterránea en el emplazamiento de CNSMG, así como la elaboración de un modelo de flujo de agua subterránea y de transporte de una posible contaminación procedente de la instalación, basada en los datos obtenidos con la citada red de vigilancia.

Por tanto, la implantación de un PHVC tiene por objeto:

- La medida y control de los niveles piezométricos en el emplazamiento, su evolución y respuesta a la recarga de acuíferos.
- El control de la calidad química y radiológica de las aguas subterráneas, permitiendo la detección de cualquier posible emisión accidental de contaminantes desde la instalación.

En la actualidad existe una red de control interior formada por una serie de puntos que se pueden subdividir en dos tipos, según se encuentren situados en los depósitos superficiales cuaternarios y terciarios alterados (red interior superficial) o en los depósitos terciarios sanos (red interior profunda) que constituyen el sustrato de la central. El inicio de la toma de datos se realizó en el año 1995 (piezometría, química y radiología).

El modelo de flujo de agua existente se alimenta anualmente con los resultados de las analíticas realizadas.

Los resultados de los análisis químicos realizados durante el periodo objeto de la RPS no revelan anomalías destacables; los análisis radiológicos han mostrado concentraciones anómalas de tritio en algunos puntos de la red, no registrándose concentraciones significativas de otros radionucleidos.

2.2.11 Descripción de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)

2.2.11.1 Introducción

La revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN sobre “Revisiones Periódicas de la Seguridad”, aprobada por el CSN en su reunión del día dos de octubre de 2008, establece que el Consejo de Seguridad Nuclear determinará la normativa, no incluida en las bases de licencia de las centrales nucleares, cuyo cumplimiento deberán analizar los titulares conjuntamente con la Revisión Periódica de la Seguridad asociada a la solicitud de renovación de las autorizaciones de explotación. A esta normativa la denomina Normativa de Aplicación Condicionada (NAC).

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en su reunión del día 20 de octubre de 2006, aprobó emitir una Instrucción Técnica Complementaria (ITC) estableciendo al titular de CN Santa María de Garoña los análisis relativos a la NAC que debía llevar a cabo y presentar al CSN junto con la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de nueva Autorización de explotación. La evaluación del cumplimiento de dicha ITC fue incluida en el informe del CSN correspondiente al proceso de renovación de la Autorización de explotación de 2009.

Esa fue la primera ocasión en que el CSN requería a una central española realizar los análisis de la NAC. Posteriormente esos análisis fueron requeridos a todas las centrales españolas en sus respectivos procesos de renovación de las Autorizaciones de Explotación.

Mediante la Orden Ministerial ITC/1785/2009 emitida el día 3 de julio de 2009 por el MINETUR se acordó como fecha de cese definitivo de la explotación de CN Santa María de Garoña el día 6 de julio de 2013 y se autorizó su explotación hasta esa fecha. Posteriormente esa Orden fue revocada parcialmente mediante la Orden Ministerial IET/1453/2012, de 29 de junio, la cual establecía que, con anterioridad al día 6 de septiembre de 2012, el titular podría solicitar una renovación de la Autorización de explotación por un nuevo periodo no superior a seis años siempre que, entre otros requerimientos, acompañase a dicha solicitud con un análisis de la NAC.

En el contexto de esa posibilidad de renovación de la Autorización de explotación el CSN acordó, en su reunión del 11 de julio de 2012, emitir la ITC sobre la NAC de referencia CSN/C/SG/SMG/12/02.

En el apartado A del anexo de esa ITC se indicaban las normas cuyo cumplimiento se requería analizar al titular, presentando al CSN dicho el análisis y la propuesta de actuación derivada del mismo. En el apartado B del anexo de la ITC se incluía una relación de normas que Nuclenor debía incorporar a las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña.

La Propuesta de Dictamen Técnico (CSN/PDT/CNSMG/SMG/1207/158), en que se apoyaba esa ITC, describe con detalle el proceso seguido hasta su emisión, iniciado por el Comité de Gestión de la DSN en mayo de 2012.

El establecimiento de la NAC incluida en la ITC tuvo como punto de partida un estudio comparativo entre las NAC establecidas a las diferentes centrales nucleares españolas hasta marzo de 2009, con objeto de requerir en esta ocasión a CN Santa María de Garoña el análisis de normas que, por fecha de corte, no se requirieron en su primer proceso NAC, finalizado en 2006. El análisis de dichas normas si se requirió a centrales cuyo proceso NAC fue posterior. Además, se analizaron las Regulatory Guides (RG) publicadas por la USNRC desde abril de 2009 hasta mayo de 2012, con objeto de incorporar a la NAC normativa emitida más recientemente.

Entre los documentos que acompañaban la solicitud de renovación de la Autorización de explotación, presentada por Nuclenor en mayo de 2014, se incluye el análisis de la NAC. El titular indica que dicho análisis ha tomado como referencia la ITC CSN/C/SG/SMG/12/02. Efectivamente, el documento Análisis de Normativa de Aplicación Condicionada, revisión 0 de marzo de 2014, presentado por el titular incluye el análisis de las normas incluidas en el apartado A del anexo a la mencionada ITC.

Esta es, pues, la segunda vez que se aplica el proceso de análisis de la NAC a CN Santa María de Garoña.

Posteriormente, en el proceso de evaluación por el CSN de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña, se ha identificado la conveniencia de que Nuclenor incluyese en el análisis de la NAC algunas normas adicionales. A continuación se indica, para cada norma, la carta del CSN solicitando a Nuclenor su incorporación a la NAC así como la carta del titular enviando el análisis y acciones derivadas.

- Regulatory Guide 1.82. Carta CSN de referencia CSN/C/DSN/SMG/15/19 de 27 de abril de 2015, respuesta de Nuclenor el 1 de julio de 2015 nº registro entrada 42664/15.
- Regulatory Guides 1.180 y 1.211. Carta CSN de referencia CSN/C/DSN/SMG/15/18 de 20 de abril de 2015, respuesta de Nuclenor de 26 de junio de 2015 nº registro entrada 42632.

Finalmente, en la Nota de Evaluación Técnica de referencia CSN/NET/AEIR/SMG/1510/957, la evaluación del CSN identifica la necesidad de que el titular confirme si la Regulatory Guide 1.143, rev. 2 de noviembre de 2001, figura en las bases de licencia de CN Santa María de Garoña, indicando que en caso negativo debe requerirse su incorporación, ya que se considera que se debe analizar la aplicabilidad de la misma y definir justificadamente su alcance de aplicación cuando se aborde una modificación de diseño en los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de efluentes.

El alcance final del análisis de la NAC para CN Santa María de Garoña, objeto del presente suplemento, es el constituido por las normas incluidas en el apartado A del anexo de la ITC CSN/C/SG/SMG/12/02 y las normas Regulatory Guide 1.82, 1.180, 1.211 y 1.143.

2.2.11.2 Análisis del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

A continuación, para cada norma incluida en el alcance de la NAC, se incluye una breve descripción de su contenido, del análisis de cumplimiento para CN Santa María de Garoña realizado por el titular y de las conclusiones y propuestas de actuación resultantes.

RG 1.9, Application and Testing of Safety-Related Diésel Generators in Nuclear Power Plants, rev. 4/2007

Mediante esta RG la USNRC endorsa la norma IEEE Std 387-1995 "IEEE Standard Criteria for Diésel-Generators Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Station", identificando una serie de excepciones a la misma con la correspondiente posición reguladora. La USNRC establece la aplicabilidad de esta RG al caso de nuevas centrales nucleares o a solicitudes de titulares que propongan llevar a cabo modificaciones que afecten a los generadores diésel de emergencia.

Análisis y posición del titular

En las actuales ETFM, desarrolladas de acuerdo con el NUREG-1433, rev. 1 (de abril de 1995), se referencia la revisión 3 de la RG 1.09 como base para el establecimiento de las pruebas de los generadores diésel de emergencia (GD) incluidas en los requisitos de vigilancia. El titular enumera seis modificaciones de diseño que se realizaron sobre el diseño inicial del sistema de GD que, en su día, permitieron adaptar las pruebas de los generadores diésel GD a la referida RG 1.9 rev.03.

El punto 2.2.6 de la RG requiere la demostración de que el diésel responde satisfactoriamente ante una señal de pérdida de energía exterior (LOOP) en conjunción con una señal de actuación de inyección de seguridad (LOCA), cualquiera que sea el orden o secuencia en que estas señales de produzcan (LOCA seguido de LOOP o LOOP seguido de LOCA).

El titular indica que realiza la prueba de LOOP seguida de LOCA, provocando la señal de LOCA durante la fase de arranque del GD, es decir antes de que acople a la barra y, respecto a la prueba en el orden contrario (LOCA seguido de LOOP), describe la secuencia de actuaciones automáticas que se producirían, indicando que no se realiza de manera explícita si bien se puede considerar realizada por partes en el conjunto de pruebas de los GD.

El punto 2.2.11 de la RG se refiere a la prueba de las protecciones del diésel y requiere que, además de probar el bypass de los disparos no críticos (esto es, de los disparos sólo activos en situaciones de no emergencia) del diésel, se debe verificar que los disparos críticos que no son bypassables (esto es, los disparos que están activos en cualquier circunstancia) realizan la función prevista en el diseño. La central manifiesta que en relación con las pruebas periódicas de los disparos que están disponibles en todo momento (sobrevelocidad y diferencial) se realiza la prueba periódica del disparo por sobrevelocidad mediante procedimientos de vigilancia (PVD-0-444-D1 y D2), respecto a la protección diferencial, los relés se revisan y prueban mediante gamas de mantenimiento (GM-ME-494) cada 2 años.

El titular concluye que la RG se cumple en lo relativo a pruebas de los generadores diésel y será tomada en cuenta en el futuro en lo que sea aplicable a las modificaciones que afecten a dichos generadores.

RG 1.13, Spent fuel storage facility design basis, rev. 2/2007

El objeto de la RG 1.13 es proporcionar una guía con respecto a las bases de diseño de instalaciones de almacenamiento de combustible gastado. Endorsa la norma ANSI N210-1976/ANS-57.2-1983

“Design Objectives for Light-Water Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants”. En la posición reguladora se incluyen aspectos relativos a diseño sísmico, protección contra vientos extremos, protección contra proyectiles de turbina, sistemas de confinamiento y filtración, control de cargas pesadas, prevención de drenaje, instrumentación, aporte de agua, refrigeración de piscina, compuertas, refrigeración del combustible, contención de fugas, limpieza de piscina y combustible de alto quemado.

La ITC de la NAC de CN Santa María de Garoña indica que con relación a la ANSI/ ANS-57.2-1983 se considera de especial interés el análisis de los puntos 6.4.2.1, 6.4.2.2, 6.4.3.2, 6.4.4.1 y 6.4.4.2

Análisis y posición del titular

El titular analiza cada uno de los aspectos incluidos en la RG 1.13 teniendo en cuenta el diseño original de la central y modificaciones posteriores tales como la ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado llevada a cabo en 1998, en la que se utilizó como norma de referencia la revisión 1 de la RG 1.13; sustitución de rotores de turbina en 1994, instalando el modelo monoblock con probabilidad reducida de generación de proyectiles; sustitución del sistema de control de gases de reserva (SBGTS) por uno nuevo, prevista en el contexto de la renovación de la Autorización de explotación solicitada en 2014; modificación, en 2014, de la grúa del edificio del reactor para cumplir el criterio de fallo único y permitir el manejo de contenedores de combustible irradiado; y reanálisis para cálculo de la temperatura máxima local del combustible, realizado en 1998 en cumplimiento del condicionado de la autorización de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado.

La única desviación destacable que el titular identifica respecto de la RG es que no se cumple el criterio de mantener 60°C como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, que se establece en esta revisión 2 de la RG, frente a los 65°C considerados en el diseño de CN Santa María de Garoña e incluidos en la revisión 1 de la RG. El titular considera que esta diferencia no es relevante desde el punto de vista de la seguridad.

En cuanto al análisis detallado de algunos apartados de la ANSI/ ANS-57.2-1983, los dos primeros, 6.4.2.1 y 6.4.2.2, se refieren al análisis de criticidad de la piscina. En el contexto de la renovación de la Autorización de explotación solicitada en 2014, está prevista una modificación de diseño (MD) de aumento del límite de enriquecimiento máximo por pastilla (pasando de 4,9% a 5%). Esta MD requiere la revisión del análisis de criticidad de la piscina.

El titular analiza el cumplimiento de esos apartados de la ANSI/ ANS-57.2-1983 relativos a los objetivos y características del análisis de criticidad y a la consideración en el mismo de accidentes y malfunciones relacionados con el manejo de combustible.

El apartado 6.4.3.2 de la ANSI/ ANS-57.2-1983 se refiere al diseño y la disposición de los bastidores en la piscina de combustible con el objetivo de facilitar la circulación natural, de forma que se permita la refrigeración aun en caso de pérdida de la refrigeración forzada. El titular analiza el tratamiento dado a estos aspectos en el proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado llevado a cabo en 1998.

El apartado 6.4.4.1 de ANSI/ANS-57.2-1983, se refiere a la consideración en el diseño de la presencia de venenos neutrónicos fijos en los materiales de la piscina. El titular analiza el tratamiento dado a este aspecto en el proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado, en el que se utilizó como material para los nuevos bastidores absorbente neutrónico en forma de acero inoxidable austenítico aleado con boro, con un contenido en boro del 1,7 al 2 % en peso.

El apartado 6.4.4.2 de la ANSI/ANS-57.2-1983 se refiere a la revisión periódica de las propiedades físicas e inventario de absorbentes neutrónicos fijos. El titular indica que para el acero austenítico aleado con boro, utilizado en CN Santa María de Garoña no se han dado experiencias de degradación del material, por lo que no se ha considerado necesario establecer un programa de comprobación periódica de su estado.

RG 1.21, Measuring, evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste, rev. 2/2009

Esta RG describe los métodos que la NRC considera aceptables para la medida, evaluación e informes relativos a efluentes radiactivos y salida de residuos radiactivos sólidos de las centrales, y la evaluación de la dosis al público como consecuencia de la operación de las mismas. Proporciona una guía para desarrollar un programa de control de efluentes y residuos sólidos.

En la revisión 2 de la RG se actualizan los criterios de medida, evaluación e informes de efluentes y se incorporan principios informados por el riesgo del “Reactor Oversight Process (ROP)”, estableciendo criterios de frecuencia de medida en función de la significación mayor o menor de los vertidos.

Análisis y posición del titular

El apartado 5.6.2.2 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de CN Santa María de Garoña, “Programa de Control de Efluentes Radiactivos”, requiere que exista un programa de acuerdo con el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI) para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público, debidas a los mismos, tan bajas como sea posible (criterio ALARA) y siempre inferiores a los límites reglamentarios.

La ETF 5.6.2.2 establece cuáles han de ser los contenidos de este programa, que estarán desarrollados en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE). El MCDE se desarrolló inicialmente a partir de los criterios establecidos en la RG 89-01 y el NUREG-473. Posteriormente se ha ido modificando de acuerdo con nuevos requisitos establecidos por el CSN y por la normativa española y europea, así como para incorporar la vigilancia de nuevas vías de emisión.

Los criterios para la clasificación e información sobre las clases y contenido de la actividad de los residuos sólidos están basados en los acuerdos de Nuclenor con ENRESA y en las directrices del CSN.

La información periódica al CSN sobre efluentes y las frecuencias y tipos de análisis, calibraciones y pruebas de la instrumentación se ajustan, respectivamente, a la Guía de Seguridad del CSN 1.7 y a lo establecido en el MCDE. Asimismo, de acuerdo con lo establecido en la Instrucción Técnica del CSN de 25 de marzo de 2008 (ref. CSN-IT-DSN-08-28) y en la carta del CSN de 30 de abril de 2009

(ref. CSN-C-DSN-09-104), las mediciones de vertidos radiactivos y la información que se remite al CSN se ajusta a las directrices recogidas en la Recomendación 2004/2/Euratom.

En el Estudio de Seguridad sección 11.5 "Sistema de vigilancia de la radiación de procesos", se hace referencia a la revisión 1 de la RG 1.21, indicando que el sistema de vigilancia de la radiación de procesos está diseñado para disponer de la capacidad de muestreo y vigilancia necesaria para efectuar la evaluación de las medidas y los informes recomendados en esa RG, así como para provocar alarmas y actuar sobre los equipos de control para asegurar la contención de los materiales radiactivos, si se alcanzan unos límites de actividad prefijados, satisfaciendo, por lo tanto, el propósito de dicha RG.

El titular concluye que no considera necesario incorporar la RG 1.21 rev.2 a las bases de licencia de CN Santa María de Garoña.

RG 1.23, Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants, rev. 1/2007

Esta guía describe cómo debe ser el programa de adquisición de datos meteorológicos básicos, para evaluar el impacto ambiental de las emisiones rutinarias y las que se producirían en caso de accidente base de diseño; además la guía establece los parámetros meteorológicos que se han de medir, las características de la ubicación de los instrumentos meteorológicos, el rango y precisión de los mismos, el mantenimiento e inspección que se les debe aplicar y las características del sistema de adquisición de datos. La revisión 1 introduce algunos requisitos adicionales sobre la anterior: mayor precisión en alguna de las medidas de los parámetros meteorológicos como la correspondiente a la temperatura diferencial, realización de chequeos diarios de los canales de instrumentación e inspección anual de los cables de soportado de la torre meteorológica y de los anclajes cada 3 años. Asimismo contiene consideraciones especiales para emplazamiento en terrenos accidentados, pudiendo en estos casos ser necesaria instrumentación adicional para la medida de la temperatura y del viento.

Análisis y posición del titular

El cumplimiento de la rev. 0 de esta RG fue requerido a CN Santa María de Garoña en la Condición 4 de anexo a la Autorización de explotación de 1977.

En el diseño de la estación meteorológica instalada en la central se tuvo en cuenta, no sólo la revisión 0 de la RG 1.23, sino también el primer borrador de la revisión 1 de dicha RG, publicado en septiembre de 1980, con posterioridad al accidente de Three Mile Island (TMI).

En el Estudio de Seguridad, subsección 2.3.3 "Programa de medidas de parámetros meteorológicos en el emplazamiento", se especifica que el sistema meteorológico de CN Santa María de Garoña permite la adquisición, almacenamiento y generación de informes de los datos meteorológicos en el emplazamiento con vistas a determinar el impacto ambiental de la central en funcionamiento normal y emergencia. Adicionalmente el sistema permite la obtención inmediata de los datos generados en la estación meteorológica por parte del Consejo de Seguridad Nuclear. Las señales meteorológicas adquiridas se subdividen en dos estaciones: primaria y secundaria.

La instrumentación de medida disponible en la estación primaria satisface los requisitos establecidos en el primer borrador de Revisión 1 de la Guía Reguladora 1.23, de septiembre de 1980.

La forma de registrar los parámetros sigue los criterios de la Guía Reguladora 1.23, sin embargo, en la estación meteorológica de CN Santa María de Garoña existen parámetros que se muestrean cada 5 o cada 60 segundos mientras en la revisión 1 de la RG se requiere que todos los parámetros se muestreen cada 5 segundos.

En la actualidad el titular tiene prevista una modificación de diseño (MD-513) mediante la que se sustituirá la instrumentación meteorológica. La nueva instrumentación cumplirá la Revisión 1 de la RG 1.23.

El titular concluye que CN Santa María de Garoña cumplirá la RG-1.23 una vez concluida la modificación de diseño de sustitución de la instrumentación meteorológica.

RG 1.45, Guidance on monitoring and responding to reactor coolant system leakage, rev. 1/2008

Esta RG incluye orientaciones para dar cumplimiento al criterio general de diseño (GDC) 14 “Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor” y al GDC 30 “Calidad de la Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor” establecidos en el Apéndice A del 10 CFR 50 y a la sección 10 CFR 50.55a “Códigos y Normas”. La revisión 1 es más extensa que la revisión original, así como más explícita y clarificadora en la descripción de los conceptos y criterios que hay que tener en cuenta para seleccionar los sistemas de detección de fugas desde la barrera a presión del refrigerante del reactor así como para la vigilancia de la fuga y respuesta ante la misma. Algunos de los nuevos requisitos que introduce esta revisión de la guía son la vigilancia de componentes críticos de la barrera a presión del refrigerante del reactor, mayor sensibilidad en la detección de las fugas, utilización de otros métodos de detección, como los basados en la emisión acústica, e inclusión de límites en ETFM para las fugas entre sistemas.

Análisis y posición del titular

El titular analiza cada uno de los apartados de la posición reguladora de la RG.

En el apartado C2.1 la RG establece que los procedimientos de la planta deben incluir la recogida de fugas en la contención primaria desde fuentes no identificadas de forma que el caudal total sea detectado, vigilado y cuantificado para tasas de fuga iguales o mayores que 0,05 gpm (0,19 litros/m). En el caso de CN Santa María de Garoña los procedimientos disponibles en planta incluyen la recogida de fugas en la contención primaria desde fuentes no identificadas. Con una frecuencia de cada 12 horas se comprueba, mediante la ejecución de la prueba de vigilancia PV-O-016, que las fugas no identificadas así como el incremento de fugas no identificadas son inferiores a los límites indicados en las ETFM. Adicionalmente, el valor de fugas no identificadas es controlado frente a un valor de referencia (establecido al inicio del ciclo), al menos una vez por semana mediante la ejecución del procedimiento PVD-O-111. Igualmente, al menos una vez por semana, se calcula el ritmo de incremento de fugas no identificadas.

La tasa media de fuga no identificada se obtiene a través de las medidas de nivel y caudal total evacuado por las bombas del sumidero de suelos, que como se ha indicado, se obtienen cada 12 horas y se analizan al menos una vez por semana.

En el corto plazo, durante la evolución inicial de una fuga, y dadas las características de sensibilidad y tiempo de respuesta, el sistema de medida de nivel de sumideros no tiene la capacidad requerida en este apartado de la RG.

En el apartado C.2.2 la RG establece que la planta debe utilizar sistemas de detección de fugas con un tiempo de respuesta (sin incluir el retardo en el transporte) de no más de 1 hora para una tasa de fugas de 1 gpm (3,8 litros/m). CN Santa María de Garoña dispone de los siguientes métodos para detección de fugas: vigilancia de nivel y caudal de los sumideros de equipos y de suelos del pozo seco, medida del caudal de condensados en los enfriadores de aire del pozo seco y medida de radiactividad de muestras de la atmósfera de la contención primaria.

Las características de sensibilidad y tiempo de respuesta de la instrumentación de detección de fugas son las siguientes:

- Nivel de sumideros: 1 gpm (3,8 L/m) en 2 horas.
- Caudal de condensados de los enfriadores: 1 gpm (3,8 L/m) en 30 minutos.

De acuerdo con estos datos, la instrumentación de medida de caudal de condensados cumple lo establecido en este apartado de la guía, mientras que la de medida de nivel y caudal de sumideros, no tiene las características de sensibilidad y tiempo de respuesta que indica la RG. No se cumple este apartado C2.2 para toda la instrumentación instalada.

El titular concluye que el diseño de los sistemas de detección de fugas de refrigerante del reactor cumple en un alto grado lo indicado en esta RG 1.45 rev.1. No se cumple lo indicado en las posiciones reguladoras C2.1 y C2.2, en cuanto a sensibilidad y tiempo de respuesta, el titular indica que tratar de cumplirlo llevaría a modificaciones que no considera justificadas puesto que la experiencia demuestra que el conjunto de medios y procedimientos utilizados actualmente en la detección de fugas permite detectar fugas de valores muy inferiores a los límites de las ETF y hacer un seguimiento adecuado de las mismas.

RG 1.54, Service level I, II and III protective coating applied to nuclear power plants, rev. 2/2010

Esta RG describe los métodos aceptables para la NRC, para la selección, aplicación, cualificación, inspección y mantenimiento de revestimientos aplicados en las centrales nucleares para protección de estructuras, sistemas y componentes (ESC) contra la corrosión, la contaminación con sustancias radiactivas y el desgaste. La RG utiliza la referencia a normas de la ASTM, fundamentalmente la ASTM D 5144-08 Protective Coating Standards in NPPs y la ASTM D 4538-05 Protective Coating Terminology. El objetivo de la revisión 2 es actualizar las normas ASTM utilizadas como referencia.

Análisis y posición del titular

El titular indica que ya había analizado la revisión 1 de esta RG, que se complementa con la Generic Letter (GL) 98-04 Potential for degradation of the emergency core cooling system and the

containment spray system after a loss-of-coolant accident because of construction and protective coating deficiencies and foreign material in containment. La RG incluye varias referencias a esta GL.

Lo indicado en la Revisión 1 de la RG fue cubierto, para los revestimientos de "Nivel de Servicio I" por la GL 98-04, en respuesta a la cual se estableció un programa periódico de inspección de los revestimientos de la contención primaria de CN Santa María de Garoña. El titular indica que en CN Santa María de Garoña se siguen en líneas generales las guías ASTM referenciadas en esta RG, sin embargo hay aspectos tales como la cualificación de los pintores que resultan de difícil cumplimiento en España.

Dentro de los Programas de Gestión del Envejecimiento, Nuclenor está haciendo un seguimiento apropiado de los revestimientos de otras ESC de la central.

Con motivo del análisis de la revisión 2 de la RG, el titular ha analizado su programa de pinturas frente a lo establecido en la misma, y ha llegado a la conclusión de que la documentación existente, basada en la RG 1.54 Rev.1, sigue siendo válida.

El titular concluye que la revisión 2 de esta RG será utilizada como referencia en una futura revisión de la documentación relativa a pinturas.

RG 1.82, Water sources for long-term recirculation cooling following a LOCA, rev. 4 /2012

Esta RG describe los métodos aceptables para la NRC para cumplir los requisitos relativos a sumideros o piscina de supresión, que constituyen fuentes de agua para los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS), evacuación del calor de la contención, o limpieza de la atmosfera de la contención. Adicionalmente proporciona directrices para evaluar la idoneidad y disponibilidad de sumideros o piscina de supresión en la fase de recirculación para la refrigeración a largo plazo después de un accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA). Asimismo aborda la problemática de atascamiento de los filtros de aspiración de los ECCS como consecuencia de la acumulación de residuos que pudieran amenazar la capacidad de aspiración de los ECCS desde estas fuentes de agua.

Análisis y posición del titular

En 1998 el titular implantó en CN Santa María de Garoña una modificación de diseño para instalar, en la piscina de supresión (cámara de supresión), unos nuevos filtros de aspiración (strainers) del ECCS como consecuencia del análisis de la revisión 2 de esta RG, siguiendo la guía NEDO 32686 Utility Resolution Guide (URG) for ECCS Suction Strainer Blockage, de 1996, y el correspondiente Safety Evaluation Report (SER) de la NRC de 1998. Esta metodología se había desarrollado para abordar la cuestión de seguridad no revisada USI (Unresolved Safety Issue) A-43, identificada tras un suceso en la central sueca de Barseback II en 1992 y otros incidentes menores en otros países, considerándose inicialmente aplicable sólo a las centrales BWR.

La revisión 2 de esta RG se incorporó como base de licencia de CN Santa María de Garoña. Las revisiones 3 y 4 de la RG contienen nuevos requisitos derivados del reanálisis del tema para las centrales BWR con el fin de incorporar consideraciones que no fueron tenidas en cuenta durante los análisis iniciales.

El titular indica que, puesto que la revisión 3 de la RG incorpora las consideraciones del NEDO-32686, de la GL 97-04 y hace algunas precisiones respecto a la RG-1.1 que son compatibles con las bases de licencia de CN Santa María de Garoña, está considerada como aplicable a modificaciones que se realicen en el futuro, relacionadas con las condiciones de succión de los ECCS.

En abril de 2008 la NRC requirió el reanálisis del tema de la succión de los ECCS al Grupo de Propietarios BWR (BWROG), constituyéndose un comité para evaluar los aspectos no considerados en el alcance de la guía NEDO 32686, así como para incorporar las lecciones aprendidas en el proceso seguido por las centrales PWR, denominado Generic Safety Issue-191 (GSI-191) Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance.

El BWROG estableció cuatro subcomités para reanalizar 12 aspectos, en otros tantos proyectos, determinando para cada uno de ellos el tratamiento aplicable (probabilista/determinista), así como la necesidad de ser abordados específicamente por cada titular.

En relación con el proyecto seis (Debris Latente), cuyo objetivo es reevaluar los datos genéricos de debris latente usados por los BWR en sus cálculos de los filtros y que están basados en los datos proporcionados por la guía NEDO 32686, el titular tiene previsto, en 2016, realizar una inspección y limpieza de la contención primaria previamente al arranque, con el objetivo de asegurar el cumplimiento con el valor de 150 libras.

En relación con el proyecto doce (Zona de Influencia Esférica), cuyo objetivo es verificar que la metodología utilizada para estimar la cantidad de debris generado debido a roturas de tuberías, identifica la condición más desfavorable no sólo en la cantidad sino en el tipo de debris, el titular tiene previsto, también en 2016, realizar una reevaluación de si existe algún tipo de aislamiento que, sin ser necesariamente limitante en cuanto a cantidad, de lugar a resultados más desfavorables que los inicialmente considerados en cuanto a pérdidas de carga en los filtros de ECCS. En caso de encontrarse, se evaluarán las consecuencias de un impacto directo.

En cuanto al resto de proyectos el titular indica que las fechas programadas para su finalización llevan a que no estén previstas acciones a medio plazo para su implantación en CN Santa María de Garoña.

El titular realiza un análisis de cumplimiento de los criterios establecidos en la revisión 4 de la RG agrupándolos en dos bloques, atendiendo a su objetivo:

- Criterios de diseño, comportamiento y métodos de análisis de los filtros y ESC relacionados (ECCS, Piscina de Supresión de Presión).
- Información y métodos aceptables para evaluar técnicas analíticas e implementar requisitos relativos a las fuentes de agua necesarias para la refrigeración a largo plazo.

El titular analiza detalladamente cada apartado de la RG encontrando que se cumplen en CN Santa María de Garoña, no son aplicables a esta central o están incluidos en las actividades en curso en los proyectos del BWROG mencionadas anteriormente.

RG 1.143, Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures and Components installed in Light Water Cooled nuclear power plants, rev. 2/2001.

Esta RG proporciona recomendaciones aceptables para la NRC sobre el diseño de ESC para la gestión de residuos radiactivos en relación con la clasificación sísmica y de calidad. Además describe las medidas para control de vertidos de líquidos que contengan elementos radiactivos tales como derrames o reboses de tanques en todos los sistemas de la central situados fuera de la contención.

Análisis y posición del titular

El titular indica que esta RG ya forma parte de la base de licencia de CN Santa María de Garoña.

RG 1.149, Nuclear power plants simulations facilities for use in operation training and license examinations, rev.4/2011

Esta RG describe métodos, aceptados por la NRC, para cumplir la regulación asociada a la aprobación o aceptación de los simuladores utilizados en el entrenamiento de operadores y supervisores, en los exámenes de licencia, y para cumplir los requisitos relativos a experiencia operativa de la central.

Esos métodos son los contenidos en la norma ANSI/ANS-3.5-2009 Nuclear power plant simulators for use in operator training and examination, que es endorsada por la RG con algunas matizaciones especificadas en la misma.

La revisión 4 recoge la experiencia de aplicación de la revisión 3 y actualiza y clarifica el alcance de las directrices incluidas en la RG.

Análisis y posición del titular

La revisión 2 de la RG, que endosaba la ANSI/ANS-3.5-1993, se analizó en la RPS de 1998 y su cumplimiento fue requerido en la Instrucción Técnica Complementaria 19ª a la Autorización de explotación de 1999, con motivo del proceso de evaluación del Simulador de Alcance Total (SAT) de CN Santa María de Garoña por parte del CSN.

Posteriormente, en la Especificación General SA-54-001 del SAT se establece que se seguirá la ANSI 3.5 de 1998, siendo esta norma la que se ha utilizado como referencia para la comprobación por el CSN de la aceptabilidad del SAT. La ANSI 3.5 de 1998 es endosada por la Revisión 3 de la RG, que es la actual base de licencia de CN Santa María de Garoña.

El apartado 4 (Aceptabilidad del Simulador del Licenciatario) de la RG-1.149 revisión 4 indica que las centrales que mantengan sus simuladores certificados con ediciones previas de la ANSI/ANS-3.5 (1998, 1993 y 1985) endosadas por la NRC, son animadas, pero no requeridas, a revisar el software y la documentación de prueba para mantener el simulador de acuerdo con la ANSI/ANS-3.5-2009. La NRC espera que el simulador se mantenga de acuerdo con una única versión de la norma, preferiblemente la ANSI/ANS-3.5-2009.

Durante la inspección del CSN llevada a cabo en octubre de 2010 (ref. CSN/AIN/SMG/10/633) sobre fidelidad física y funcional del SAT, se apuntó la posibilidad de modificar la normativa de referencia del SAT para incorporar la norma ANSI/ANS-3.5-2009.

El titular se encuentra analizando la incidencia que tendría el ANSI/ANS-3.5-2009 en CN Santa María de Garoña y concluye que en el futuro podría aplicar la revisión 4 de la RG en función del resultado de dicho análisis.

RG 1.151, Instrument sensing lines, rev.1/2010

Esta RG, endorsa la norma ANSI/ISA-67.02.01-1999 Nuclear Safety-Related Instrument-Sensing Line Piping and Tubing Standard for Use in Nuclear Power Plants, como método aceptable para satisfacer los requisitos de la NRC sobre diseño e instalación de líneas de detección de instrumentación relacionada con la seguridad en centrales nucleares.

En la posición reguladora C.3 se indica además que la NRC considera que la IEEE Std 622-1987 Recommended Practice for the Design and Installation of Electric Heat Tracing Systems for Nuclear Power Generating Systems proporciona unas bases aceptables para el diseño e instalación de calentamiento eléctrico de componentes (trazado térmico) en centrales nucleares.

La revisión 1 de la RG incluye dos aspectos adicionales a tener en cuenta en el diseño de líneas sensoras:

- Diseño e instalación de sistemas con trazados térmicos.
- Determinación de potenciales impactos de gases incondensables en las líneas sensoras, así como la mitigación de dichos impactos.

Análisis y posición del titular

En la revisión 0 de esta RG, de Julio de 1983, la NRC considera que la norma ISA S67.02-1980 Nuclear-Safety-Related Instrument Sensing Line Piping and Tubing Standards for Use in Nuclear Power Plants, suplementada con lo establecido en la propia RG, proporciona una base aceptable para el diseño e instalación de líneas de detección de la instrumentación relacionada con la seguridad en centrales nucleares con permiso de explotación posterior a 1983.

En la evaluación de Normativa de Aplicación Condicionada asociada al Permiso de Explotación de 2009 se consideró aplicable la revisión 0 de esta RG para su uso futuro en modificaciones que incorporasen nuevas líneas sensoras de instrumentación.

Tras comparar ambas revisiones el titular concluye que la RG 1.151 revisión 1, es la referencia para las posibles aplicaciones futuras en modificaciones que incorporen nuevas líneas sensoras de instrumentación o trazados térmicos.

RG 1.180, guidelines for evaluating electromagnetic and radio-frequency interference in safety-related I&C systems, rev. 1/2003

La RG 1.180 rev. 1 incluye recomendaciones para el diseño, instalación y pruebas para la protección necesaria frente a condiciones ambientales de interferencia electromagnética (EMI) y de radiofrecuencia (RFI) y descargas de energía de los equipos eléctricos y de instrumentación importantes para la seguridad.

La revisión 1 incorpora cambios para endorsar la norma Military Standard MIL-STD-461E Requirements for the control of electromagnetic interference characteristics of subsystems and equipment y las normas IEC de la serie 61000, relativas a métodos de prueba para EMI y RFI. Además se amplía el alcance de la RG para incluir pruebas de las líneas de señales, incorporar rangos de frecuencia utilizados por los equipos portátiles de comunicaciones cuyo uso está en aumento y relajar requisitos de prueba cuando la experiencia y los resultados de la investigación lo permiten.

Análisis y posición del titular

El titular indica que esta RG aplica a todos los sistemas nuevos o modificaciones de los sistemas actuales, relacionados con la seguridad que incluyan equipos electrónicos analógicos, digitales o híbridos. Con ello se corrige el error en el análisis realizado por el titular en 2008, en el cual se consideró que dicha guía era aplicable específicamente a modificaciones de diseño que incorporen sistemas de protección basados en tecnología digital.

El titular también indica que realmente esta norma ya fue incluida en la base de licencia como consecuencia del análisis realizado en la RPS del 2008, con lo cual dicha norma se está aplicando desde entonces.

El titular concluye que esta RG se está aplicando en CN Santa María de Garoña en la sustitución o incorporación de equipos y sistemas electrónicos que se realicen en la Central (I&C, comunicaciones, vigilancia de Seguridad Física, etc.).

RG 1.196, Control room habitability at light-water nuclear power reactors, rev.1/2007

Esta RG proporciona guía y criterios, aceptables para la NRC, para cumplir los requisitos del Apéndice A del 10 CFR 50, respecto a la habitabilidad de la sala de control. La guía describe un proceso que los titulares pueden aplicar a las salas de control de nuevo diseño, que son modificadas o que deben reconfirmar el cumplimiento con los requisitos indicados.

La RG endorsa parcialmente la guía de la industria americana NEI 99-03 "Control Room Habitability Assessment Guidance", que ha sido revisada por la NRC, concluyendo que algunas partes de la misma pueden constituir aportaciones valiosas sobre habitabilidad de sala de control.

El principal motivo de la revisión 1 es que tras la publicación de la Rev. 0, la NRC ha determinado que la información presentada en el Apéndice B de la misma Acceptable Technical Specifications and Bases Revisions for Westinghouse Plants, Revisions to Revision 2 of NUREG-1431, no representa con precisión una especificación técnica viable para la habitabilidad de sala de control de los reactores de agua ligera, por lo que se elimina en la revisión 1.

Análisis y posición del titular

Con posterioridad a la emisión de la revisión 0 de la RG 1.196, la industria nuclear americana, a través del grupo de trabajo TSTF, elaboró la propuesta TSTF-448 de cambio de ETF's Standard, que fue aprobado por la NRC en su revisión 3. El TSTF fue utilizado por las CCNN americanas para modificar sus ETF's, incorporando los nuevos requisitos aplicables a la vigilancia de la envolvente de sala de control.

Mediante Instrucción Técnica de 24 de marzo de 2008 (ref. CSN/IT/DSN/08/23) el CSN requirió al titular de CN Santa María de Garoña la presentación de una solicitud de modificación de ETFM, en relación con la verificación periódica de la integridad de la Envolvente de Sala de Control, para adaptarlas a las conclusiones del TSTF-448 R3.

Con fecha 29 de julio de 2008 se presentaron las propuestas 17A de revisión de ETFM y 15A de sus Bases, adaptando las ETFM al TSTF-448 R3, de acuerdo con la IT del CSN. Esta propuesta fue aprobada como Revisión 21 de las ETF y Revisión 19 de las Bases.

La Revisión 0 de esta RG forma parte de las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña. El titular concluye que, puesto que existe una inconsistencia entre el texto de ETF del Apéndice B de la revisión 0 y el texto finalmente utilizado del TSTF-448, y la revisión 1 de la RG elimina el Apéndice B, lo adecuado es adoptar la revisión 1 de RG en las Bases de Licencia.

RG 1.204, Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants, rev. 0/2005

La RG 1.204 aplica al diseño e instalación de sistemas de protección frente a rayos, de cara a asegurar que los transitorios eléctricos resultantes de esos fenómenos no causen inoperabilidad o actuación espuria de sistemas relacionados con la seguridad.

La RG está basada en el NUREG/CR-6866 Technical Basis for Regulatory Guidance on Lightning Protection in NPP, y cita dos documentos de reconocida solvencia sobre el asunto (NFPA 780-2004 Standard for Installation of Lightning Protection Systems y UL 96A-2001 Installation Requirements for Lightning Protection Systems); en la posición reguladora C.1 endosa cuatro normas IEEE (IEEE-665-1995, IEEE-666-1991, IEEE-1050- 1996 y IEEE-C62.23) y en la posición reguladora C.2 establece las prácticas de mantenimiento y pruebas para los sistemas de protección contra rayos.

Análisis y posición del titular

En CN Santa María de Garoña ha habido algunas experiencias operativas en las que la descarga de un rayo afectó a tarjetas electrónicas de equipos, aunque en ningún caso resultaron afectados los sistemas de protección relacionados con la seguridad.

Como consecuencia de dichas experiencias, se realizaron mejoras en los sistemas de protección frente a rayos y en los procedimientos de inspección periódica de dichos sistemas. Se instalaron, además, protecciones contra sobretensiones en las instalaciones eléctricas próximas a los pararrayos y que pudieran ser afectadas por descargas atmosféricas.

El titular realiza un análisis del cumplimiento de cada una de las cuatro normas IEEE referenciadas en la posición reguladora C.1 de la RG, encontrando que el sistema de protección frente a los rayos y la red de puesta a tierra de CN Santa María de Garoña cumplen los objetivos de diseño de las mismas y están implementados de manera acorde a sus directrices.

Las líneas de alta tensión y la subestación disponen de una red de tierras que protegen frente a las descargas atmosféricas según el Reglamento sobre Condiciones Técnicas y Garantías de Seguridad en Líneas Eléctricas de Alta Tensión y el Reglamento sobre Condiciones Técnicas y Garantías de Seguridad en Centrales Eléctricas, Subestaciones y Centros de Transformación, y se realizan las revisiones de las mismas con una periodicidad de 3 años.

La instalación de la protección de edificios de la central contra rayos se revisa según el procedimiento TP-ME-5073, (GM-ME-361-Rev. 4) Sistema de Protección Contra el Rayo en Edificios de la Central, con una periodicidad de dos años, o si ha detectado una descarga en alguno de los pararrayos.

Las inspecciones que se realizan están de acuerdo con lo que establece la posición reguladora C.2 de la RG. La frecuencia de dichas inspecciones está de acuerdo con la posición C.1.

El titular indica que las mejoras realizadas a la instalación de protección frente al rayo se consideran adecuadas, así como la vigilancia periódica establecida.

El titular concluye que tendrá en cuenta esta RG en caso de que en el futuro considerase necesario realizar modificaciones al diseño del sistema de protección contra rayos.

RG 1.211, Qualification of safety related cables and field splices for NPP, rev. 0/2009

Esta RG describe métodos aceptables para la NRC para cumplir con la normativa sobre cualificación de cables y conexiones relacionados con la seguridad en centrales nucleares.

La RG endorsa la Norma IEEE 383-2003, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations, y sustituye a la RG-1.131, Qualification Tests of Electric Cables, Field Splices, and Connections for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, la cual endorsaba la Norma IEEE 383-1974, IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations.

Las principales diferencias entre la norma IEEE 383 edición 1974 y edición 2003 son:

- las uniones eléctricas, por medio de conectores, están en el alcance de la norma de 1974 pero no en la de 2003 (pasaron a estar recogidas en la IEEE 572-1985);
- la norma de 1974 establece el ensayo tipo como método de calificación, mientras que para la norma de 2003 el ensayo tipo es el método preferido pero admite otros como la experiencia operativa y, sólo como complemento, el análisis;
- la norma de 2003 permite extender la vida calificada mediante un programa de vigilancia de la condición del cable;
- la norma de 2003 no especifica el procedimiento de ensayo de resistencia a la llama, como lo hace la IEEE 383-1974, sino que indica que debe cumplir con las normas IEEE 1202-1991 y

NFPA 262-2002, y para los cables de interior de paneles y coaxiales indica que deben cumplir como mínimo el ensayo de llama de la UL VW-1.

La RG introduce en su posición reguladora C.6 la posibilidad de implantar programas para la vigilancia de las condiciones ambientales (tales como temperatura y radiación) y para la vigilancia de la condición de los cables de potencia, instrumentación y control relacionados con la seguridad.

Análisis y posición del titular

El titular indica que la RG-1.131, que endosa la IEEE 383-1974, es la Base de Licencia de CN Santa María de Garoña.

El cumplimiento de la Base de Licencia anteriormente indicada, se materializa en el proceso de aprovisionamiento, los cables suministrados deben de estar calificados de acuerdo con la IEEE 383-1974, estableciéndose los parámetros de radiación y temperatura para la calificación.

El titular indica que, dentro del Programa Integrado de Gestión del Envejecimiento (PIEGE, Rev. 4 de abril del 2009), hay implantado un Programa de Gestión de Envejecimiento de Cables Eléctricos denominado PGE-29 y otro de conexiones eléctricas PGE-41.

Las conclusiones del titular son:

- Considerando que las diferencias entre las dos versiones de la norma IEEE 383 no son significativamente importantes, y teniendo en cuenta que actualmente los fabricantes nacionales disponen de cables eléctricos calificados de acuerdo con la IEEE 383-1974, se mantiene esta versión de la norma como Base de Licencia de CN Santa María de Garoña. Si en un futuro, los fabricantes de cables eléctricos desarrollan un proceso de calificación de cables de acuerdo con la Norma IEEE 383-2003, se asumiría esta versión de la Norma como Base de Licencia de CN Santa María de Garoña;
- Mediante los programas de vigilancia de cables y conexiones eléctricas, actualmente implantados en CN Santa María de Garoña se cumple con el espíritu del requisito establecido en el apartado C.6 de la RG-1.211.

RG 1.218, Condition-monitoring techniques for electric cables used in nuclear power plants, rev. 0/2012

Esta RG describe los métodos que la NRC considera aceptables para la vigilancia del comportamiento de los cables utilizados en centrales nucleares. Las características de los cables que la RG indica que es necesario medir o evaluar son las propiedades eléctricas, mecánicas, físicas o químicas así como la condición y el aspecto físico.

Análisis y posición del titular

Las técnicas a que hace referencia el apartado B de la RG son las que básicamente se han adoptado en el programa actual de gestión del envejecimiento de cables (II-10-0199 Revisión 4) de CN Santa María de Garoña.

Se considera de interés el uso de las técnicas de vigilancia descritas en el apartado B de esta RG, con el alcance de:

- La extensión de vida tratada en el documento de ref. LP-00-200 .
- Cables con requisitos de Calificación Ambiental (listados en el anexo H del Estudio de Calificación Ambiental).
- Cables afectados por puntos calientes.

El titular concluye que las técnicas que describe esta RG se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de cables, dentro del programa actual de gestión del envejecimiento de CN Santa María de Garoña.

RG 4.21, Minimization of contamination and radioactive waste generation: life-cycle planning, rev. 0/2008

La RG 4.21 describe los mecanismos a emplear durante todas las etapas de la vida de la instalación para cumplir los requerimientos establecidos en el 10 CFR 20.1406 Minimization of contamination, en relación a la minimización de la contaminación en la instalación, de la contaminación en el medio ambiente y de la generación de residuos radiactivos durante toda la vida de la instalación, con el fin de facilitar el desmantelamiento cuando éste tenga lugar.

Los principios básicos definidos en la guía son: prevención de las emisiones o fugas no previstas; pronta detección, en caso de producirse, de las emisiones no previstas de contaminación radiactiva; evaluación rápida de la situación para poder dar el apoyo oportuno y una adecuada respuesta. La aplicación de estos principios requiere diseños adecuados, prácticas de ingeniería probadas, principios conservadores de protección contra la radiación y el análisis de las prácticas operacionales.

Análisis y posición del titular

En CN Santa María de Garoña se contemplan, para todo el ciclo de vida de la instalación, las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos, desde la etapa de diseño inicial, incluyendo los procedimientos operativos, la aplicación de criterios ALARA a las modificaciones de diseño durante la vida de la central y la gestión de los residuos de operación y del combustible gastado, hasta finalmente las actividades de descontaminación previas al desmantelamiento.

Recientemente se ha llevado a cabo el Plan de Vigilancia en el Emplazamiento, del cual se deriva un conocimiento en detalle de la situación radiológica el emplazamiento.

Los principios básicos definidos en esta RG son contemplados en la documentación oficial de explotación y los procedimientos desarrollados para la implementación de los citados documentos. Con respecto a "Facilitation of decommissioning", la gestión de los residuos de operación y del combustible gastado previa al desmantelamiento (tal y como indica en el RINR, "Artículo 28. Cese de la explotación"), está recogida el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.

El titular concluye que las recomendaciones de la RG ya están contempladas en los documentos y procedimientos que regulan la operación de la planta, por lo que no se identifica la necesidad de implantar medidas adicionales.

GL 79-46, Containment Purging and Venting During Normal Operation, 1979

BTP CSB 6-4, Containment Purging During Normal Plant Operations rev. 3/2007.

GL 83-02, NUREG-0737 Technical Specifications, 1983

El titular deberá verificar la conformidad del diseño del sistema de purga de la contención con la GL 79-46, la BTP CSB 6-4 (en su totalidad) y la GL 83-02. Para esta última se consideran de especial interés los puntos 3 y 5.

Se analizan las tres normas de manera conjunta.

La NRC emitió la Carta Genérica GL 79-46, que recoge las directrices para la demostración de la operabilidad de las válvulas de purga y venteo de contención. La demostración de la operabilidad implica análisis del comportamiento de las válvulas en tres aspectos:

- Margen y capacidad del actuador y tiempo límite de cierre.
- Integridad estructural.
- Integridad del sellado.

La BTP CSB 6-4 complementa y aclara el contenido de la Sección 6.2.4 del Standard Review Plan (SRP), en donde se trata el aislamiento de la Contención, incluyendo los requisitos de diseño y pruebas para las barreras de aislamiento y actuadores. La BTP proporciona directrices adicionales sobre el diseño y uso de los sistemas de purga de la contención que podrían utilizarse durante la operación normal.

La Carta Genérica GL 83-02 desarrolla las directrices para la implementación de algunos de los puntos incluidos en el NUREG-0737, Clarification of TMI Action Plan Requirements. En concreto, el punto 5 "Containment Purge Valves" desarrolla el punto II.E.4.2.6 de dicho NUREG. Se indica que este punto se evaluará separadamente para cada central pero, de forma general, incluye los siguientes requisitos respecto a las válvulas de purga y venteo de la contención:

- Se bloquearán cerradas si no se puede demostrar su operabilidad durante un LOCA, y el enclavamiento se verificará cada 31 días.
- Sólo se operarán si se requiere por motivos de seguridad.
- Las válvulas con sellos elásticos estarán sujetas a pruebas de fugas y a cambios periódicos de las juntas. El periodo de tiempo anual permitido para operaciones de purga y venteo se establecerá específicamente para cada Central.

Análisis y posición del titular

El titular identifica las válvulas del sistema de control atmosférico de la contención primaria (ACS) y analiza los aspectos operativos de las mismas.

Esas válvulas se encuentran incluidas en el Programa de Revisión de Válvulas Neumáticas, iniciado como resultado de las conclusiones de un grupo de trabajo de UNESA para las centrales españolas, cuya actividad se desarrolló a partir de la iniciativa de la industria americana, recogida en el RIS-2000-03, por la que se resuelve el Generic Safety Issue 158, Performance of Safety Related Power Operated Valves Under Design Basis Conditions, mediante la implantación de un programa que verifique la capacidad funcional de las válvulas neumáticas.

El CSN emitió en agosto de 2007 la Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-07-32, en la que se consideraba aceptable el planteamiento y el programa de revisión de válvulas neumáticas (AOV) presentado por el titular, requiriendo su implantación en un plazo tal que las primeras pruebas de diagnóstico se realizasen a partir de las recargas del año 2010. La respuesta de Nuclenor a la Instrucción Técnica fue enviada en carta de referencia NN/CSN/259/2007, de fecha cinco de diciembre de 2007 (nº de registro de entrada en el CSN 41305). En ella se presentó la planificación prevista en CN Santa María de Garoña para la implantación del programa de revisión de válvulas neumáticas.

Se ha realizado el cálculo de margen de capacidad de los actuadores de Válvulas del ACS, concluyendo que existe un margen importante de capacidad de los actuadores, no siendo necesarias acciones de mejora.

El titular concluye que teniendo en cuenta el programa en curso de revisión de las válvulas neumáticas, no se requieren nuevas acciones en relación con la GL 79-46.

En relación con la BTP CSB 6-4 el titular indica que en el diseño de CN Santa María de Garoña en los sistemas que se utilizan para la purga de la contención en los modos de operación a potencia, arranque, espera en caliente y parada caliente (sistema de purga en línea) se encuentran incluidas las líneas de purga, venteo y aporte de nitrógeno a la contención primaria.

El titular analiza cada uno de los criterios de diseño establecidos en la BTP para los sistemas de purga en línea, encontrando que se cumplen adecuadamente en CN Santa María de Garoña.

En cuanto a los criterios de uso, en CN Santa María de Garoña la contención primaria se mantiene inertizada durante la operación a potencia, por lo que se mantiene aislada. Por ello no se utiliza el sistema de purga y venteo para controlar la temperatura y humedad de la contención o para mantener la limpieza de la atmósfera en contención. Las válvulas de aislamiento de la purga y venteo de la contención se prueban de acuerdo con los requisitos de prueba funcional y prueba de fugas establecidos en las ETFM.

Los análisis de diseño realizados para CN Santa María de Garoña incluyen las justificaciones del diseño del sistema de purga de la contención requeridas por la BTP.

El titular concluye que no se requieren acciones adicionales como consecuencia del análisis de cumplimiento con la BTP CSB 6-4.

El titular analiza la GL 83-02 en dos bloques. En primer lugar analiza los apartados 3 y 5 y posteriormente el resto de la GL.

Como comentario preliminar el titular indica que las propuestas de cambio de ETFM's que se tratan en esta GL pueden no ser de aplicación actualmente, una vez que se establecieron en 10CFR50.36 los criterios de permanencia/exclusión en ETF's, aplicados en el paso a las ETF's Mejoradas de CN Santa María de Garoña.

Respecto al Punto 3, relativo a penetraciones dedicadas para control de Hidrógeno (II.E.4.1), el titular indica que no es de aplicación a CN Santa María de Garoña ya que en esta central la protección frente a la acumulación de hidrógeno en la contención primaria se lleva a cabo mediante el mantenimiento de atmósfera inertizada durante la operación normal.

En relación con el Punto 5 relativo a los requisitos incluidos en las ETFM para las válvulas de purga y venteo de la contención (II.E.4.2.6) el titular indica que, dentro del programa en curso de evaluación de válvulas neumáticas, se ha demostrado por análisis que existe un margen importante de capacidad de los actuadores de las válvulas de purga para hacer frente a las condiciones de presión diferencial y caudal que se producen en el cierre.

Por otra parte, al estar la contención primaria de CN Santa María de Garoña inertizada durante la operación a potencia, estas válvulas se mantienen cerradas.

Independientemente de lo anterior, el Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM requiere la comprobación, con frecuencia mensual de que las válvulas de purga de 18" están cerradas. Este Requisito de Vigilancia se realiza con el procedimiento de vigilancia PV-O-259, mediante el que se comprueba una vez al mes que todas las válvulas de purga y venteo, de diámetro igual o superior a 8" (AOV-1601-1, -2, -6, -18, -19 -71, -72, -73 y -204) están cerradas.

Como resultado del análisis del resto de puntos de la GL el titular concluye que no se requieren acciones adicionales en la CN Santa María de Garoña.

En resumen, como resultado del análisis conjunto de la GL 79-46, BTP CSB 4-6 y GL 83-02 el titular concluye que no son necesarias acciones adicionales en relación con el diseño o la operación del ACS.

GL 80-02, Quality assurance requirements regarding diésel generator fuel oil, 1980

El Apéndice B al 10 CFR 50 contiene los requisitos de Garantía de Calidad para el diseño, construcción y operación de estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad. Los elementos consumibles como el gas-oil, cuya calidad es necesaria para el funcionamiento de componentes relacionados con la seguridad, también están sujetos al Apéndice B. Esta GL indica que en caso de que no se incluya el combustible diésel dentro del Programa de Garantía de Calidad, se debe justificar la posición adoptada.

Análisis y posición del titular

La calidad del combustible de los generadores diésel de CN Santa María de Garoña se vigila por la ETFM 3.8.3. En esta especificación se establecen los Requisitos de Vigilancia que deben realizarse para asegurar que el gas-oil utilizado es de la calidad requerida. Estos requisitos están de acuerdo

con el ANSI N195 Fuel Oil Systems For Standby Diesel Generators, endorsado por la RG 1.137 Fuel Oil Systems for Emergency Power Supplies.

El combustible a utilizar por los generadores diésel es analizado antes de depositarlo en el tanque y posteriormente, con la frecuencia requerida en los Requisitos de Vigilancia de las ETFM.

Las pruebas requeridas en las ETFM están de acuerdo con lo indicado en la RG 1.137, si bien las normas aplicadas en CN Santa María de Garoña en relación con la calidad del gas-oil son más recientes que las que se referencian en dicha RG. Las normas por las que se rigen las pruebas de calidad del gas-oil fueron actualizadas en las ETFM's de CN Santa María de Garoña en una revisión aprobada en 2004.

Los límites y las normas aplicables a las pruebas al gas-oil nuevo antes de su introducción en el tanque de almacenamiento son los establecidos en el Anexo II del Real Decreto 1700/2003, de 15 de diciembre, por el que se fijan las especificaciones de gasolinas, gasóleos, fuelóleos y gases licuados del petróleo, y el uso de biocarburantes, en cuanto a densidad, punto de ignición, viscosidad y color.

El titular concluye que no se requieren acciones adicionales como consecuencia de este análisis.

ASME N511, In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems, 2007

La norma ASME N511 cubre los requisitos para las pruebas in-situ de equipos relacionados con la seguridad de los sistemas de tratamiento de aire, calefacción, ventilación y acondicionamiento de aire (HVAC). Aplica a las pruebas en servicio para los equipos de tratamiento de aire y HVAC diseñados, contruidos y probados de acuerdo con el código ASME AG-1. Asimismo, aporta información básica para el desarrollo de los programas de pruebas aunque no incluye criterios de aceptación, es responsabilidad del titular de la instalación el desarrollo de los planes de pruebas y el establecimiento de los criterios de aceptación.

Análisis y posición del titular

El documento MM-90-019 recoge las pruebas periódicas que se realizan a los sistemas de ventilación y tratamiento de aire de CN Santa María de Garoña relacionados con la seguridad. Este documento está basado, entre otros, en ASME N511. Contiene unas tablas por sistema en las que se listan las pruebas propuestas en ASME N511 y las realizadas en la central, indicando para cada prueba cuál es la frecuencia de prueba y el procedimiento de central con que se realiza (prueba de vigilancia de ETFM's o MRO, prueba de ISI o Trabajo Periódico de Mantenimiento).

Aunque no se cumple en su totalidad lo establecido en ASME N511, hay aspectos importantes en relación con la seguridad y la protección radiológica, como son las pruebas de los sistemas de filtrado que no cambian respecto a los tipos de prueba que se vienen realizando de acuerdo con otras normas.

El titular concluye que aunque no se cumple ASME N511 de forma estricta, no considera necesario realizar acciones para mejorar dicho cumplimiento puesto que tendrían un impacto importante en la planta y no aportarían una mejora sustancial de seguridad ni radiológica.

IEEE 765, IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS), 2006

Esta norma describe los criterios de diseño del sistema preferente de suministro exterior (PPS) de corriente alterna a la central y de las interfases con el sistema eléctrico Clase 1E, subestaciones, la red de transporte y las fuentes alternativas de corriente alterna. Asimismo describe el sistema alternativo de suministro de corriente alterna (AAC), para el que se proporcionan guías respecto a sus características, este sistema AAC se presenta en la IEEE como un posible sistema adicional que tendría la función de suministro eléctrico a los sistemas de parada segura en caso de Station Black-Out (SBO).

Análisis y posición del titular

El diseño del sistema PPS de CN Santa María de Garoña se corresponde, en cuanto a su configuración, con el representado en la figura 3 de la IEEE-765, que es uno de los diseños considerados aceptables en la norma.

No se dispone de una fuente de suministro exterior conectable al PPS, que reúna las características de AAC descritas en la norma. No obstante, la regulación no exige la disponibilidad de un sistema AAC.

El titular realiza un análisis detallado de los apartados 4, 5 y 6 de la norma, concluyendo que en CN Santa María de Garoña se cumple aceptablemente la misma.

Como conclusión indica que el diseño del PPS de CN Santa María de Garoña se corresponde con uno de los considerados aceptables en la IEEE-765. La central no dispone de una fuente de suministro exterior conectable al PPS, que reúna las características de AAC descritas en la norma, no obstante, el diseño del BWR-3 reúne características que permiten hacer frente al SBO por otros medios.

3. EVALUACIÓN

3.1. Referencia y título de los informes de evaluación

La evaluación ha sido llevada a cabo por los diferentes especialistas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) y de la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR) del CSN. Se han emitido un total de ciento sesenta y siete informes, veinte actas de inspección y veintitrés actas de reunión. En el Anexo IV de la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluyen las referencias de los mismos.

3.2. Resultados de la aplicación en CN Santa María de Garoña del sistema de supervisión del CSN

Con fecha 8 de Enero de 2014 el Pleno del CSN aprobó el Sistema de Supervisión de Garoña (SSG), dejando sin efecto la aplicación del SISC a CN Santa María de Garoña, ya que el SISC está orientado a la supervisión de centrales nucleares en operación, mientras que el SSG se adapta a la situación de cese de la explotación de CN Santa María de Garoña.

Por tanto durante el periodo objeto de la RPS estuvo plenamente operativo el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC).

3.2.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC)

El CSN inició en 2005 un nuevo programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales denominado “Sistema Integrado de Supervisión de Centrales-SISC”, que incorpora métodos novedosos de supervisión enfocados a la observación del comportamiento de las centrales nucleares en operación a través de indicadores de funcionamiento y la valoración de hallazgos de las inspecciones realizadas por el CSN. Tras una fase piloto previa, el SISC está operativo desde 2006 y con publicación de resultados en la “web” externa del CSN desde enero de 2007.

El SISC tiene por objeto optimizar y sistematizar la supervisión de las centrales nucleares mediante el uso de una metodología integral concentrando los esfuerzos en las áreas de mayor riesgo potencial, incrementar la transparencia del proceso de supervisión y dar respuesta a los objetivos estratégicos del CSN. La valoración del comportamiento de las centrales y las acciones a acometer se plasman en la denominada “Matriz de acción”.

3.2.2 Indicadores de funcionamiento

Los “indicadores” se definen para caracterizar el funcionamiento de las centrales mediante datos numéricos y se aplican a todos aquellos aspectos de la seguridad razonablemente susceptibles de ser cuantificados, para lograr la máxima objetividad. Forman un conjunto de dieciséis indicadores cuyos resultados se obtienen trimestralmente. En el año 2011 se incorporó el pilar de Seguridad Física con sus indicadores y plan de inspección.

Durante todo el periodo objeto de la RPS, todos los indicadores de CNSMG han estado en Verde.

3.2.3 Programa de inspección

Está diseñado para supervisar las actividades importantes para la seguridad que no son susceptibles de medirse mediante indicadores. Los hallazgos de las inspecciones los categoriza el CSN para determinar su importancia para la seguridad según el mismo código de colores que los indicadores de funcionamiento: verde (importancia muy baja para la seguridad), blanco (importancia entre baja y moderada), amarillo (importancia sustancial) y rojo (importancia alta). El programa se compone de las siguientes partes:

- Programa Base de Inspección (PBI): se trata del programa sobre disciplinas importantes para la seguridad que se lleva a cabo íntegramente en cada central cada dos años.

- Inspecciones adicionales específicas por central: se realizan cuando hay resultados relevantes, sean indicadores o hallazgos. Están más orientadas al diagnóstico de los problemas existentes y varían en alcance y profundidad, según la importancia de las deficiencias detectadas.
- Inspecciones en respuesta o de seguimiento de sucesos. Varían en alcance y profundidad, en función de la naturaleza e importancia del suceso.

Hay otras inspecciones de seguimiento de temas genéricos de seguridad o específicos de cada central, asociadas a procesos de autorización, etc., cuyos hallazgos, caso de producirse, también se categorizan en el SISC.

En la tabla siguiente se aportan los datos del número de inspecciones realizadas cada año a CNSMG en el periodo de la RPS, así como los hallazgos identificados durante esas inspecciones.

	2008	2009	2010	2011	2012
Inspecciones	27	27	26	30	19
Hallazgos	6	18	5	17	3

Todos los resultados de inspección en el periodo de la RPS se han categorizado como desviaciones menores o hallazgos verdes.

3.2.4 Matriz de acción

En función de los resultados de aplicación del SISC, el CSN sitúa trimestralmente a cada central en una columna de la matriz de acción: “Respuesta del titular”, si todos los resultados son verdes, tanto hallazgos como indicadores de funcionamiento, “Respuesta reguladora” si hay al menos un resultado blanco, “Pilar degradado” si hay varios resultados blancos o uno amarillo, o “Múltiples/repetidas degradaciones”, si hay un resultado rojo u otras combinaciones de resultados blancos o amarillos de importancia similar, de lo cual se derivan las acciones fijadas en dicha matriz, tanto para la central como para el CSN.

Como se ha dicho anteriormente, en el desarrollo del SISC quedó pendiente de incorporación el pilar de Protección Física que se hizo en el año 2011 en fase piloto y de forma oficial en 2012.

Durante todo el periodo objeto de la RPS, CNSMG se ha encontrado en el nivel de respuesta más bajo de la matriz de acción desde el punto de vista de la intervención del CSN, correspondiente a “Respuesta del titular”.

3.2.5 Apercibimientos y sanciones

Durante el periodo objeto de la RPS, desde el 1 de enero de 2008 al 31 de diciembre de 2012, no se ha propuesto la apertura de ningún expediente sancionador al titular.

Los apercibimientos al titular en el citado periodo han sido los siguientes:

Marzo de 2010. Incumplimiento de la IS-12 en lo referente al control de la formación continua de los instructores de la empresa Tecnatom

En el transcurso de la inspección del Plan Básico de Inspección (PBI) sobre formación de personal realizada en mayo de 2009, los inspectores comprobaron que el titular de CNSMG no controlaba la formación continua de los instructores de la empresa Tecnatom encargados de impartir formación al personal con licencia y al personal sin licencia de la instalación, ya que no disponía de un programa de formación continua para los mencionados instructores, ni supervisaba su asistencia y aprovechamiento.

El Pleno del CSN, en su reunión de 24 de marzo de 2010, acordó requerir al titular para que en el plazo de tres meses estableciera un programa de formación continua para los instructores, así como una sistemática de supervisión de la asistencia y del grado de aprovechamiento por parte de los mismos.

Por parte del CSN se ha realizado el seguimiento del cumplimiento de lo requerido mediante las actas de inspección de ref. CSN/AIN/SMG/12/670 y CSN/AIN/SMG/14/704.

Enero de 2011. Incumplimiento de la condición 6 de la Resolución del MITYC por la cual se autoriza la utilización de la metodología TRACG en el análisis de transitorios y de la instrucción del Consejo IS-02

Por parte del CSN se detectó el incumplimiento de la condición nº 6 asociada a la autorización para la utilización de la metodología TRACG concedida mediante Resolución del MITYC y de la Instrucción del Consejo IS-02, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.

El Pleno del CSN, en su reunión de 19 de enero de 2011, acordó requerir al titular para que adoptase las medidas que se exponen a continuación:

- Reforzar el seguimiento de las actividades de actualización de las metodologías utilizadas en la elaboración de la documentación asociada a las recargas de combustible según la Instrucción del Consejo IS-02.
- Requerir a las empresas contratistas encargadas de la realización de los análisis propios del alcance de la Instrucción del Consejo IS-02 el seguimiento y conocimiento de los trabajos de actualización de los métodos de análisis de los que sean propietarias.

Por parte del titular se informó al CSN sobre las medidas adoptadas y su estado de cumplimiento mediante carta de ref. NN/CSN/164/2011, de 22 de julio.

Septiembre de 2011. Incumplimiento del artículo 8 del Real Decreto 1836/1999 por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR).

Por parte del CSN se detectó el incumplimiento del art. 8, punto primero, del RINR, por haber operado desde finales del mes de febrero de 2011 con unas curvas Presión-Temperatura de la vasija con su plazo de validez superado.

El Pleno del CSN, en su reunión de 14 de septiembre de 2011, acordó requerir al titular para que llevase a cabo la medida correctora consistente en la realización de un análisis de causa raíz de los hechos que motivaron el apercibimiento y en la ejecución de las actuaciones derivadas del mismo.

Mediante la carta de ref. NN/CSN/267/2011, de 28 de diciembre, el titular remitió al CSN el análisis de causa raíz requerido.

3.3. Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

Los objetivos de la evaluación de la RPS realizada por el CSN han sido los siguientes:

- Analizar el comportamiento de la central en los distintos aspectos de la seguridad nuclear en un periodo de tiempo suficientemente largo e identificar tendencias.
- Identificar la posible existencia de efectos acumulativos que pudieran afectar negativamente la seguridad nuclear de la central.
- Evaluar la seguridad nuclear de la central a partir de los resultados obtenidos en los diferentes aspectos comprendidos en el alcance de la RPS.
- Comprobar la adecuación de la sistemática empleada por el titular en la realización de los análisis de los diferentes aspectos de la seguridad nuclear de la central documentados en los informes periódicos.
- Comprobar la existencia de una adecuada sistemática de control de la configuración de la central.
- Analizar la situación de la central respecto de la normativa internacional y la normativa del país origen del proyecto.
- Analizar la situación de la central frente a los avances tecnológicos que pudieran haber tenido lugar durante el periodo de tiempo comprendido por la RPS.
- Valorar los programas de mejora de la seguridad en curso en la central, así como la necesidad de nuevos programas en función del resultado de los diferentes análisis y comprobaciones que constituyen la RPS.

La evaluación del informe de la RPS se ha realizado teniendo en cuenta, adicionalmente, la información disponible en el CSN, consistente en los informes periódicos remitidos por el titular, las inspecciones llevadas a cabo por los técnicos del CSN, las evaluaciones realizadas por los técnicos del CSN y el seguimiento de la explotación de la central (incluyendo el Panel de Revisión de Incidentes (PRI)), llevado a cabo por los técnicos del CSN durante el periodo considerado en la RPS.

3.3.1. Experiencia operativa

3.3.1.1. Experiencia operativa propia y ajena

La evaluación del CSN ha revisado el apartado 1 del documento “Revisión Periódica de la Seguridad” remitido por NN junto a la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE).

El CSN ha procedido a su análisis según lo establecido en la GS-1.10 sobre “Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares” y en el procedimiento del CSN “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) de las CC.NN”.

Específicamente el CSN revisó la situación de las acciones correctivas asociadas a cada uno de los sucesos evaluados por el titular, solicitándose información adicional sobre fechas de cierre de algunos Informes de Sucesos Notificables (ISN), así como acciones pendientes y fecha de cierre de varios informes de incidencias menores de la central. Desde el punto de vista de experiencia operativa externa se solicitó al titular información sobre sucesos de otras centrales españolas y de la industria nuclear, así como sobre informes requeridos por el 10CFR21.

Una vez recibidas todas las respuestas del titular, estas fueron analizadas para verificar si estaban siendo tratadas de una manera correcta, de acuerdo con la normativa y los estándares requeridos por el CSN, resultando que:

- En el informe de la RPS se incluye el análisis de la experiencia operativa requerida, con las acciones correctivas asociadas cuando corresponde, lo que se considera adecuado.
- Varias de las acciones correctivas no han sido cerradas y tienen fecha prevista de cierre, lo que se considera adecuado dentro del proceso normal de tratamiento de la experiencia operativa.
- Varias acciones correctivas se cerraron sin ejecutar tras el paso a la situación de cese y deben ser reabiertas si la central vuelve a operación a potencia, incluyendo las fechas de ejecución previstas.
- Varias acciones correctivas se cerraron sin ejecutar tras el paso a la situación de cese, indicando el titular que deben ser ejecutadas antes de la operación a potencia.
- Se realiza un adecuado tratamiento de la experiencia operativa.
- Todas las acciones correctivas tienen una fecha prevista de ejecución, salvo las que se cerraron por paso a la situación de cese, con unos plazos adecuados.
- Se ha determinado la experiencia operativa no analizada en situación de cese y que debe analizarse antes del arranque de la planta, e incluirse su análisis en el informe anual de experiencia operativa de 2016.

En la reunión mantenida el día tres de febrero de 2016 entre el CSN y NN (acta de ref. CSN/ART/CNSMG/SMG/1602/02) sobre las conclusiones de la evaluación del CSN de la solicitud de renovación de la autorización de explotación (SRAE), se transmitieron al titular las correspondientes a experiencia operativa, que deberán implantarse antes de la carga de combustible:

- Las acciones correctivas con fecha de ejecución prevista, deben ser ejecutadas en plazo o se debe justificar su aplazamiento si no se puede cumplir el plazo.
- Las acciones correctivas que se cerraron por paso a la situación de cese, deben ser reabiertas y se debe establecer el plazo de ejecución de las mismas, o se deben cerrar antes de iniciar la operación, si así está previsto en el análisis del titular. Los plazos de ejecución deberían ser como máximo, de un ciclo y en caso de ser mayores, se debería justificar su aplazamiento.
- Se debe analizar la siguiente experiencia operativa previamente al arranque de la planta:

- o LER 2852012002: *“Inadequate Qualifications for Containment Penetrations Renders Containment Inoperable”*.

o RIS 2007-21: *“Adherence to licensed power limits”*.

El documento de la RPS que se editará antes de 6 meses después de la autorización de explotación incorporará los siguientes aspectos:

- Se considera que la vigilancia de la emisión de la ventilación del almacén transitorio de bidones (ATB) e instalación de un sistema de muestreo de partículas para control radiológico del almacén de residuos temporal (MD-52.2.), se debe desligar del incidente ocurrido en la central nuclear de Ascó 1, ya que, independientemente de los sucesos ocurridos en la propia instalación o en otras instalaciones, cualquier vía de emisión de efluentes radiactivos al exterior debe estar contemplada en el MCDE al igual que los mecanismos para la vigilancia y control de las emisiones por esa vía.
- Aunque no se trate de modificaciones de diseño, la incorporación al manual de cálculo de dosis al exterior (MCDE) de la vía de emisión de gases a través del venteo del condensador del condensador de aislamiento (IC) cuando este opera con agua del tanque de almacenamiento de condensado y la incorporación de una nueva vía de emisión a nivel de suelo en caso de pérdida de depresión en el edificio de reactor, se deben valorar en la RPS desde el punto de vista de lo que han supuesto en lo que se refiere al impacto radiológico en el exterior de la instalación.
- Por su relación con el incidente de la emisión de partículas de la central nuclear de Ascó I y por su relevancia desde el punto de vista del control de los efluentes susceptibles de ser emitidos al exterior de la instalación, se debe incluir en la RPS el análisis y valoración de las actuaciones llevadas a cabo como consecuencia de la contaminación de los conductos de ventilación asociada a las operaciones de llenado/vaciado de la piscina/cavidad de recarga de la central.
- Las modificaciones MD-52.0: “Implantación del sistema de filtrado en la extracción del taller de descontaminación” y MD-52.1 “Implantación del sistema de filtrado en la extracción del taller caliente” deben ser analizadas y valoradas en la RPS desde el punto de vista de la influencia que hayan podido tener en la emisión de los efluentes e impacto al exterior.
- En la RPS se deben indicar las modificaciones más relevantes en los procedimientos y los nuevos procedimientos emitidos, relativos al tratamiento, vigilancia y control de los efluentes que se hayan introducido en los procedimientos de la instalación y que hayan derivado de las lecciones aprendidas de los sucesos o incidentes que hayan ocurrido en la propia instalación o en otras instalaciones. En particular, en el caso de las acciones derivadas del suceso AS1-12-7, se deben destacar: las modificaciones de los procedimientos de operación de parada del SBGTS y posterior arranque de la ventilación normal del edificio del reactor: IOP-HVAC-2. (Rev. 5 Enero 2.009) y IOP-HVAC-7 (Rev. 5 Enero 2009), revisados con el fin de incluir la precaución de verificar que no existen puntos calientes en la ventilación del edificio del reactor antes de arrancar la ventilación normal, si el SBGTS ha estado funcionando por señal de alta radiación.
- Elaboración del procedimiento PR-CR-026 "Vigilancia radiológica del sistema de ventilación del edificio del reactor" (Rev. 0 Junio 2009).
- Los siguientes sucesos deben ser mencionados en la RPS como experiencia operativa externa, indicando (si aplica) las acciones derivadas del análisis de los mismos que se hayan emprendido en CN Santa María de Garoña. Dichas acciones, pueden formar parte, según corresponda, del apartado de modificaciones de diseño/procedimientos de la RPS o del apartado en el que se describan los nuevos programas de vigilancia:

- o Colocación errónea de las sondas de muestreo isocinético de los efluentes gaseosos. (CN Vandellós II).
- o Cálculo erróneo de los puntos de tarado de los nuevos monitores de efluentes por no haber considerado las nuevas eficiencias de los equipos al realizar la sustitución de los monitores de vigilancia de la radiación. (CN Ascó, CN Vandellós II).
- o Contaminación de pozos y sumideros en el interior de edificios no sometidos a vigilancia radiológica (CN Ascó)

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por el titular como compromisos mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16).

3.3.1.2. Registro de datos operacionales de la central

El método seguido por NN para cumplir los requisitos asociados a registro y archivo de datos es el siguiente:

- Las medidas para la gestión, archivo y conservación de los registros se encuentran contempladas en el Manual de Garantía de Calidad de NN.
- Las funciones asignadas al Archivo de Garantía de Calidad (AGC) y los criterios básicos para el establecimiento del sistema de seguridad del área de archivo se encuentran descritos en el procedimiento PG-14 “Administración del AGC”.
- La descripción de la situación y características generales del AGC se detallan en el procedimiento PGC-E-007 “Consultas a la documentación del AGC”.
- Las instrucciones para el archivo de los documentos que se recogen en el AGC se indican en el procedimiento PGC-E-001-1 “Instrucciones de archivo (IA)”.

En el apartado 3.4 “Documentos Oficiales de Explotación” de la presente PDT se identifican las conclusiones de la evaluación de la revisión 14B del Manual de Garantía de Calidad, en el que se incorporan los aspectos relacionados con el registro de datos operacionales de la central, concluyéndose como adecuada la información remitida por el titular.

3.3.2. Experiencia relativa al impacto radiológico

3.3.2.1 Dosis ocupacional

En este apartado, el titular realiza un análisis de la evolución de la dosis colectiva e individual entre los años 2008 y 2012. Este periodo de análisis incluye tres paradas de recarga, realizadas en los años 2009, 2010 y 2011.

En cuanto al término fuente de la central, se aprecia una tendencia ascendente en los niveles de radiación, que el titular identifica como un aspecto a seguir, asignándole esta responsabilidad al Comité ALARA de la central.

Como conclusión de la evaluación realizada se considera que CNSMG presenta unos valores de dosis colectiva inferiores a la media de las centrales similares, tanto para las paradas de recarga como para la operación normal. Asimismo, en el periodo de estudio se constata una disminución del

número de trabajadores con dosis individual por encima de 5 mSv/año. Estos valores indican una adecuada gestión de trabajos. La valoración que el titular realiza de la evolución de los parámetros radiológicos coincide en términos generales con el análisis realizado por el CSN a través de los informes finales de recarga e informes INTERDOS.

3.3.2.2 Vertidos y dosis al público

La evaluación realizada se ha centrado en los datos de actividades vertidas en los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos y en las dosis efectivas anuales debidas a dichos efluentes, así como las evoluciones correspondientes.

De la información analizada se desprende que, teniendo en cuenta la evolución de la actividad vertida y de las dosis, y considerando que el impacto radiológico al público ha representado en los años analizados una pequeña fracción, tanto de la restricción operacional de dosis establecida en las ETFM (0,1 mSv/a) como del límite de dosis establecido en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI) (1 mSv/a), el diseño y funcionamiento de los sistemas de tratamiento de los efluentes radiactivos ha sido adecuados.

No obstante, se han detectado los siguientes aspectos que deberán incorporarse en la revisión de la RPS que se remitirá al CSN por el titular antes de seis meses tras la concesión de la autorización de explotación:

- El titular incorporará en la RPS la tabla 2.2.1 con el isotópico anual de líquidos (años 2008-2012).
- El titular deberá justificar las discrepancias existentes sobre los datos de la actividad vertida en los años 2008-2012 entre las distintas fuentes de información (RPS, base ELGA, informes de la Unión Europea e informes de dosis realistas), indicando cuáles son los datos correctos y modificar, si procede, los datos de la RPS. Asimismo, se revisarán los informes remitidos a la Unión Europea con los datos de efluentes y los informes de dosis realistas, en los casos que corresponda, de forma que la información contenida en todos ellos sea coherente entre sí y con la de la RPS.
- En relación con la evolución de la actividad de los efluentes líquidos y gaseosos e impacto al público, se considera que el análisis de la RPS debe ser más detallado y tener en cuenta los siguientes aspectos:
 - o Valorar la influencia de las diferentes contribuciones a la actividad total emitida, con especial atención a los nuevos aportes que se hayan incorporado en el periodo que comprende la RPS.
 - o Aclarar la justificación dada para el incremento del tritio en los efluentes líquidos (año 2010) y el incremento de tritio en los efluentes gaseosos (año 2012), ya que en ambos casos se atribuye a la existencia de fugas en las barras de control.
 - o Justificar el incremento de la actividad de yodos en los efluentes gaseosos registrado en el año 2010.
 - o Justificar la tendencia creciente de la actividad de tritio en los efluentes gaseosos desde el año 2009.
 - o Incluir un gráfico que muestre la contribución de los diferentes radionucleidos a las dosis.

- o Adicionalmente, se aclarará la redacción del texto ya que la gráfica 2.2.-2 representa la actividad debida al tritio y no la actividad total de los efluentes líquidos contabilizando el tritio, como se indica en la RPS.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.2.3 Residuos radiactivos sólidos.

Tras una primera evaluación, se solicitó al titular información adicional sobre determinados aspectos contenidos en la RPS, concluyéndose que la RPS finalmente recoge todos los requisitos y contenidos establecidos en la GS-1.10 en lo relativo a los residuos de media y baja actividad, teniendo en cuenta los siguientes aspectos, que deberán incorporarse en la próxima revisión de la RPS que remitirá el titular al CSN antes de seis meses después de la autorización de explotación:

- Análisis de las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos entre las distintas zonas de la central.
- Una recopilación de los posibles programas de mejora de la seguridad relacionados con la gestión de residuos de media y baja actividad previstos para los próximos cinco años, identificando los plazos de implantación.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.2.4 Vigilancia radiológica ambiental

En la evaluación realizada por el CSN se ha tenido en cuenta, además de la información contenida en la RPS, la procedente de los informes periódicos remitidos por NN correspondientes al periodo de la RPS (Informes Mensuales de Explotación(IMEX), propuesta del programa anual del Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), así como de las inspecciones realizadas por el CSN, comprobándose si los resultados analíticos del PVRA considerados en los estudios presentados por el titular en la RPS coinciden con los valores remitidos en los informes anuales del PVRA y almacenados en la aplicación KEEPER de medidas ambientales del CSN.

Como resultado de la evaluación realizada se concluye que la información proporcionada por NN cumple con los criterios de aceptación y por lo tanto su contenido se considera aceptable. La siguiente errata deberá ser corregida en la próxima revisión de la RPS, que remitirá el titular al CSN antes de seis meses después de la autorización de explotación:

- En la figura 2.3-2 que representa la concentración de actividad de Cs-137 en muestra de suelo de la estación 2, figura de forma incorrecta que el resultado del análisis es estadísticamente significativo, aunque se considera de forma correcta en la valoración realizada en el texto del propio documento.

La anterior conclusión ha sido asumida por Nuclenor como compromiso mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.3. Cambios en la reglamentación y normativa

En relación con este punto se ha realizado una evaluación de la documentación remitida por el titular sobre reglamentación nacional, normativa del país origen del proyecto y reglamentación internacional, de acuerdo con lo establecido en la GS-1.10 y en la “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad de las CC.NN” de ref. PA.IV.17.

En la documentación se incluye una ficha explicativa de cada norma individual y las acciones correctivas derivadas del análisis de la misma, en caso de que se considerara aplicable a la central, o una explicación del motivo por el que no se considera aplicable, en su caso. Durante el proceso de evaluación se realizaron diversas Peticiones de Información Adicional (PIA) y correcciones que se reflejarán en la revisión de la RPS que será remitida antes de seis meses tras la concesión de la renovación de la autorización de explotación.

La evaluación realizada considera adecuado el análisis realizado por NN, con las siguientes observaciones que se incorporarán en la revisión de la RPS que remitirá el titular antes de seis meses tras la concesión de la renovación de la autorización de explotación:

- Se deberá actualizar el análisis de aplicabilidad de las Instrucciones del Consejo IS-20 “Requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado” e IS-29 “Criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad” referenciando la autorización de ejecución y montaje del ATI y la previsión de almacenamiento de combustible gastado en el mismo mediante contenedores ENUN 52B.
- Se deberá incorporar el análisis de la norma del OIEA “Storage of Spent Nuclear Fuel” de ref. SSG-15.
- Se deberá detallar el análisis de aplicabilidad de las normas ANSI-N13.1-1969, ANSI-N13.1-1999 y ANSI-N42.18.2004 y las actuaciones realizadas o previstas que puedan afectar a los sistemas de muestreo de los efluentes gaseosos en los que ha derivado dicho análisis.
- Se incluirá la descripción de los aspectos más importantes en la adaptación de la información sobre los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos a la recomendación 2004/2/Euratom, así como el análisis de las consecuencias de dicha adaptación en la cuantificación de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.4 Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)

Se describe seguidamente la evaluación llevada a cabo por el CSN, tanto de los análisis presentados por el titular, como de las de las conclusiones y propuestas de actuación resultantes.

RG 1.9, Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants, rev. 4/2007

Respecto al punto 2.2.6 de la RG, la evaluación del CSN considera que, puesto que la realización de la prueba de LOCA seguida de LOOP no está en la ETFM (no está incluida en el NUREG-1433) y ya

estaba contemplada en la RG 1.09 rev.3 (en este aspecto no hay cambio entre las revisiones 3 y 4), en la misma línea de lo solicitado a las otras CCNN, dicha prueba debe ser incluida en el programa de pruebas de los generadores diésel (GD). Conviene indicar que en algunas de las centrales en las que se ha incorporado la realización de esta prueba se ha producido alguna incidencia relacionada con el disparo de cargas derivada del hecho de que al estar el GD arrancado por la señal de LOCA, al provocar el LOOP se conecta a la barra inmediatamente.

Respecto al punto 2.2.11, la evaluación del CSN considera que, adicionalmente a la verificación y prueba de los relés que ya se realiza, se debe incluir en los procedimientos de vigilancia de los GD la verificación de que la protección diferencial realiza la función prevista en el diseño (disparo del GD). No sería preciso llegar al disparo del propio GD si éste se realiza en otra prueba, sería una verificación de los circuitos lógicos a efectos de comprobar que tiene lugar el adecuado solape.

La evaluación concluye que:

- Debe ser incluida en el programa de pruebas de los GD la prueba de LOCA seguida de LOOP.
- Debe ser incluida en los procedimientos de vigilancia de los GD la verificación de que la protección diferencial realiza la función prevista.
- La RG 1.09 rev.4 deberá ser tenida en cuenta en lo que sea aplicable a modificaciones futuras del sistema de los generadores diésel de emergencia.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.13, Spent fuel storage facility design basis, rev. 2/2007

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, ha revisado el análisis del titular sobre las posiciones reguladoras de la RG en esa materia, encontrando que:

- En relación con el control de cargas pesadas, el titular no ha incluido una descripción de la modificación de diseño realizada sobre la grúa del edificio del reactor para cumplimiento del criterio de fallo único.
- El titular indica que no utiliza combustible de alto quemado pero en la piscina, de acuerdo con la información periódica remitida la CSN, existen elementos de combustible con quemados superiores a 45 GWd/TmU.
- El titular identifica que no se cumple el criterio incluido en la RG de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, frente a los 65ºC considerados en el diseño de CN Santa María de Garoña, valorando que esa desviación no es relevante desde el punto de vista de la seguridad. La evaluación del CSN concluye que el titular debería tratar de cumplir ese criterio o justificar adecuadamente la desviación.

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de diseño de los bastidores de la piscina de almacenamiento de combustible gastado se ha centrado en el cumplimiento de los apartados de la norma ANSI/ANS-57.2-1983 identificados en la ITC de NAC, todos ellos incluidos en el apartado 6.4

“Spent Fuel Storage Racks”. Se ha tenido en cuenta la evaluación, recientemente realizada por el CSN, del nuevo análisis de criticidad de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado, presentado por el titular con el objetivo de aumentar el enriquecimiento del combustible en los ciclos de operación futuros (CSN/IEV/INNU/SMG/1510/889 “Evaluación de la seguridad frente a criticidad del almacenamiento de combustible GE-14 con el 5% de enriquecimiento en CN Santa María de Garoña”).

Como conclusión la evaluación indica que se considera aceptable el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, identificando la necesidad, ya mencionada, de revisarlo para tener en cuenta la presencia de combustible de alto quemado.

La evaluación del CSN relativa a los aspectos de diseño y operacionales de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado se ha centrado en la evaluación del cumplimiento de los requisitos de la RG relativos a sistemas de confinamiento y filtración, prevención de drenajes, aporte de agua y refrigeración de piscina.

Como conclusión la evaluación indica que se considera aceptable el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, excepto en lo que se refiere al cumplimiento del criterio incluido en la RG de mantener 60°C como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina. La evaluación considera necesario requerir al titular el cumplimiento de dicho criterio.

Los resultados de las evaluaciones del CSN fueron transmitidos al titular, el cual, mediante correo electrónico, ha remitido propuestas de revisión de su análisis de cumplimiento de esta RG para:

- Incluir una referencia a la modificación de diseño realizada sobre la grúa del edificio del reactor para cumplimiento del criterio de fallo único.
- Indicar que a partir del ciclo 17 los elementos de combustible descargados a la piscina tienen quemados superiores a 45 GWd/TmU y que este hecho se tendrá en cuenta en el diseño de los contenedores para su almacenamiento y transporte.
- Incorporar el cumplimiento del criterio incluido en la RG de mantener 60°C como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, ya recogido en las ETF aplicables a la situación de cese.

La evaluación del CSN considera que estas propuestas del titular son aceptables para el cierre de los aspectos identificados en la evaluación previa.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, el requisito de mantener 60°C como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina se ha incorporado en la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.21, Measuring, evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste, rev. 2/2009

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de gestión de residuos de baja y media actividad, ha revisado el análisis de cumplimiento del titular, basado en los acuerdos que mantiene con Enresa y

el contenido del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, encontrándolo aceptable.

La evaluación del CSN relativa a los aspectos de emisiones e impacto radiológico indica que muchos de los aspectos que contempla esta RG están recogidos en la revisión 2 de la Guía 1.7 del CSN, en particular lo que se refiere a la información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares, así como al MCDE de la central, en lo que respecta a frecuencias y tipos de análisis, calibraciones y pruebas de la instrumentación, etc. No obstante, otros aspectos de detalle de esta RG, relativos al muestreo de los efluentes líquidos y gaseosos, vigilancia de fugas y derrames, no se tratan con el mismo grado de detalle en las normas españolas, ni en la documentación de la central, por lo que se considera que el titular debe incorporar esta RG a las bases de licencia de la central y tenerla en cuenta a la hora de revisar los procedimientos internos de la instalación.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.23, Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants, rev.1/2007

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento remitido por el titular en el que se concluye que la RG se considera aplicable a CN Santa María de Garoña, encontrándolo aceptable.

En su análisis el titular indica que va a aplicar la RG en la modificación de la torre meteorológica que tiene previsto realizar (MD-513). La evaluación del CSN indica que según consta en el acta de la inspección del CSN de marzo de 2014 (referencia CSN/AIN/SMG/14/694) "Los representantes de NUCLENOR afirmaron que la MD-513 se ha implantado de acuerdo con el documento citado MD-513-MEM "Reforma de la instrumentación de medida de parámetros meteorológicos en la torre meteorológica "A" de la CN de Sta. María de Garoña", rev. 0 de 20/03/2013. En dicho documento figura como criterio de diseño de la modificación en lo respectivo a rangos de medida y precisiones la R.G. 1.23 Rev. 1, y como normativa aplicable se citan también la R.G. 1.97 Rev. 3 y el ANSI/ANS-3.11-2005".

RG 1.45, Guidance on monitoring and responding to reactor coolant system leakage, rev.1/2008

El CSN llevó a cabo una evaluación preliminar del análisis de cumplimiento presentado por el titular, encontrando que para realizar la evaluación final el titular debía suministrar la información adicional siguiente:

- Identificar si hay otros componentes críticos de la barrera de presión del refrigerante del reactor para los que no hay un medio directo de detección de fugas y establecer los mecanismos necesarios para la monitorización de las mismas.
- Diseño de detalle del sistema de medida de nivel y caudal de sumideros, sensibilidad y tiempo de respuesta de la instrumentación así como justificación de la imposibilidad de mejorar el tiempo de respuesta del mismo.
- Análisis de la capacidad de detección y monitorización de medidores asociados con métodos auxiliares (no de ETFM) de detección de fugas para la cuantificación de la misma. Análisis de

detalle sobre disponibilidad de métodos adicionales para la detección de la fuga, ya que el número de métodos auxiliares identificados parece insuficiente.

- Aclaración de la posibilidad de calibrar estos sistemas durante la operación.
- Definición de tiempos que los monitores asociados a medios auxiliares de detección (no de ETFM) pueden estar fuera de servicio y medidas compensatorias incluidas en los procedimientos para casos en que no pueda recuperarse su funcionalidad.
- Verificación de si los tarados de las alarmas en la sala de control, procedentes de los sistemas de detección de fugas, son lo suficientemente anticipativas como para permitir al operador la toma de acciones correctoras.
- Análisis amplio de la problemática de fugas entre sistemas, considerando diferentes situaciones operativas de los sistemas que conectan con la barrera de presión.

El resultado de esta evaluación preliminar fue comunicado al titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico, remitió al CSN un documento incluyendo la información solicitada por el CSN.

La evaluación del CSN ha analizado el cumplimiento de esta RG en CN Santa María de Garoña, teniendo en cuenta la información adicional suministrada, obteniendo las siguientes conclusiones:

1. La RG 1.45 revisión 1 debe pasar a formar parte de las bases de licencia de la central, con excepción de las posiciones reguladoras C2.1 y C4.1.
2. El titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones para cumplir la RG 1.45:
 - a) Posición C2.2: Implantar las modificaciones oportunas para asegurar que la instrumentación del sumidero de suelos permite la detección de 1 gpm en 1 hora. Además, deberá contemplar en los procedimientos de la central los posibles reajustes a llevar a cabo en dicha instrumentación, a lo largo de la operación de la central y en función de la fuga operacional del pozo seco, de modo que la sensibilidad de la detección se garantice en todo momento.
 - b) Posición C2.3: Implantar un sistema de vigilancia de radiactividad ambiental del pozo seco debida a partículas que disponga de una capacidad de detección de 1 gpm en 1 hora. Puesto que el método de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas es uno de los tres considerados por la RG 1.45 rev.1 como candidato para incluirse en las ETFM, debe reanalizarse la ETFM 3.4.6 vigente con el objeto de determinar la conveniencia de incluirlo en la misma.
 - c) Posición C3.2 (ii): Establecer un límite en el tiempo de indisponibilidad del nuevo sistema de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco (punto 2.b) anterior). El tiempo de indisponibilidad deberá ser coherente con lo indicado en el NUREG-1433 rev. 1. En caso de que el titular decida no incluir el sistema de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas en las ETFM, lo deberá incluir en el MRO.
 - d) Posición C3.3: para sistemas de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco debida a partículas, incorporar alarmas, registros y tarados adecuados para cumplir con esta posición reguladora.

Estas acciones deberán estar implantadas antes de la carga de combustible en el reactor y han sido incorporadas en la ITC nº 13 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.54, Service level I, II and III protective coating applied to nuclear power plants, rev. 2/2010

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento realizado por el titular, concluyendo que se considera aceptable, teniendo en cuenta el análisis de cumplimiento de la GL 98-04 "Potential for degradation of the emergency core cooling system and the containment spray system after a loss-of-coolant accident because of construction and protective coating deficiencies and foreign material in containment", que el titular realizó en la RPS de 2008, así como las previsiones del actual Programa de Gestión del Envejecimiento PGE-28 "Programa de pinturas". No obstante, la evaluación indica que RG 1.54 Rev.2 y la normativa por ella endorsada deben ser consideradas por el titular como referencia para la selección, aplicación y mantenimiento de los recubrimientos de protección.

Estas conclusiones han sido transmitidas a Nuclenor, que mediante correo electrónico de fecha 19 de noviembre de 2015 confirmó que esta guía reguladora se encuentra incorporada en las bases de licencia.

RG 1.82, Water sources for long-term recirculation cooling following a LOCA, rev.4 /2012

La evaluación del CSN llevó a cabo un análisis preliminar de la información proporcionada por el titular, en cuanto a la conformidad con las recomendaciones del BWROG. Como resultado se encontró que era necesario requerir información adicional en relación con tres de los doce aspectos que están siendo objeto de reanálisis por parte del BWROG:

- Valoración de pinturas: control de los recubrimientos utilizados e implantación de un plan de mantenimiento, vigilancia y control adecuados para garantizar el cumplimiento de la normativa aplicable.
- Debris latente: elaborar y remitir al CSN un procedimiento para la cuantificación del debris latente, con el fin de garantizar su aplicación periódica y su idoneidad, en los términos recomendados.
- Zona de influencia esférica: reanalizar los materiales existentes en la contención con el fin de evaluar las posibles consecuencias de un impacto directo del haz, con el objetivo de asegurar que la estimación de la generación de debris debido a roturas de tuberías sea la más conservadora, no sólo en cantidad, sino en la potencialidad de producir efectos adversos.

Asimismo se consideró necesario solicitar información adicional al titular en relación con el control de inventario de los materiales en la contención generadores potenciales de debris, incluyendo recubrimientos, sobre los programas de mantenimiento de los mismos, y sobre los programas periódicos de limpieza de la contención, establecidos en CN Santa María de Garoña, conforme al punto C.1.1.2 de la RG-1.82.

El CSN realizó en 2009 una inspección a CN Santa María de Garoña para verificar la implantación de las modificaciones de diseño resultantes del análisis de cumplimiento de la revisión 2 de esta RG. En dicha inspección se identificaron algunos aspectos que deberían resolverse en el futuro (acta CSN/AIN/SMG/09/592), que no fueron objeto de actuaciones posteriores debido al cese de explotación de la central. Con motivo de la evaluación preliminar del análisis de cumplimiento de la

revisión 4 de la RG presentado por el titular, la evaluación del CSN consideró conveniente solicitar al titular información sobre la resolución de dichos aspectos:

- a) Determinación de la frecuencia de ejecución de la gama GM-MM-1008 de inspección visual y limpieza de los filtros de aspiración de agua del toro.
- b) MD implantadas para sustituir aislamientos y actualización de su inventario como documentación base de licencia.
- c) Programas de limpieza, inspección visual y reparación de superficies en la contención, confirmando la inclusión de todas las zonas del pozo seco.
- d) Actualización de los análisis de NPSH de las bombas de los ECCS, teniendo en cuenta las pinturas no cualificadas en la contención, como documentación base de licencia.
- e) Acciones relacionadas con el etiquetado en contención.
- f) Establecimiento de nuevos RV relacionados con el mantenimiento de las hipótesis consideradas en el análisis de los ECCS aspirando desde los sumideros.

La información adicional indicada en los párrafos precedentes fue solicitada la titular mediante correo electrónico. El titular respondió mediante escrito NN/CSN/242/2015, de fecha 10 de noviembre de 2015.

La evaluación del CSN ha analizado conjuntamente el análisis de cumplimiento presentado inicialmente y la información adicional suministrada por el titular a solicitud del CSN, obteniendo las siguientes conclusiones:

1. La revisión 4 de la RG-1.82 debe incorporarse a la base de licencia de CN Santa María de Garoña.
2. El titular deberá mantenerse al corriente de los avances de los subcomités del BWROG sobre el reanálisis de la URG NEDO 32686, con el fin de incorporar las conclusiones que le apliquen de los aspectos actualmente en desarrollo.
3. El alcance de los programas y procedimientos (PGE-28; PMM-P-095) de inspección visual de recubrimientos del pozo seco y cámara de supresión en la contención primaria debe ampliarse para incluir también los equipos y tuberías. Esta actividad debe estar finalizada antes de la carga de combustible.
4. El plan de reparaciones de las ESC de la contención primaria debe priorizar las de las superficies y recubrimientos deteriorados, de forma que se realicen en la misma recarga en la que se identifican.
5. El titular realizará una cuantificación del debris latente y sus resultados deben estar analizados antes de la carga de combustible. El procedimiento para su ejecución se remitirá al CSN con el fin de verificar su idoneidad para el mantenimiento de la hipótesis de 150 lb asumida en los cálculos de NPSH y que se han previsto acciones en caso de obtención de resultados desfavorables, según las recomendaciones del BWROG.
6. El titular dispondrá de las conclusiones del reanálisis de los materiales existentes en la contención primaria, con la antelación suficiente para poder implantar, antes de la carga de combustible, las mejoras que pudieran identificarse para minimizar la generación de debris en caso de LOCA. Este reanálisis debe incluir una evaluación del etiquetado existente en el interior del pozo seco y la retirada de elementos de identificación no cualificados o desprendibles en ambiente LOCA.

7. Con respecto al control de inventario de debris en la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:
 - a) Actualizar el inventario de aislamientos recogido en el documento ING-072, Rev.0.
 - b) Actualizar el inventario de recubrimientos no cualificados en la contención.
 - c) Disponer de una actualización del documento base de licencia relativo a esta problemática, ING-031/NN, incorporando los resultados de la revisión del inventario de aislamientos y de recubrimientos cualificados de las conclusiones a y b anteriores.
 - d) Incluir en el alcance del procedimiento PCN-A.23 para el control de materiales extraños tanto el toro como el pozo seco.
 - e) Establecer medios de control de material misceláneo como señalización transitoria, equipos portátiles, accesorios, etc., de forma que se garantice la retirada de los mismos antes del cierre de la contención.

8. Con respecto a otros procedimientos de control de inventario, mantenimiento y supervisión del estado de la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:
 - a) Revisar el procedimiento de inspección de aislamientos SV-CA-001, conforme a la actualización del inventario referida en la conclusión 7a anterior.
 - b) Incluir en el alcance del PCN-0-004 Plan de supervisiones en parada de recarga, la zona del pozo seco entre la plataforma de válvulas (cota 523) y la plataforma de recarga.
 - c) Disponer de un procedimiento que integre los programas de inspección visual y reparaciones de la contención, incorporando la revisión general realizada al finalizar la recarga, para documentar las reparaciones efectuadas y dejar constancia del estado final de la contención. Este procedimiento debe identificar las responsabilidades y los plazos y prioridades para efectuar las reparaciones de los elementos encontrados defectuosos.
 - d) Presentar una propuesta de cambio de ETFM para disponer de un requisito de vigilancia para verificar la operabilidad de los ECCS, en lo que respecta a los filtros de la cámara de supresión, antes del cierre de la contención primaria. El procedimiento de vigilancia asociado debe incluir la verificación de que se han realizado las siguientes actividades, con el alcance y frecuencia asignadas:
 - Una limpieza final exhaustiva del pozo seco y de la cámara de supresión.
 - Una ronda de verificación final, según PVD-0-419 y PVD-0-614.
 - El adecuado control de materiales extraños.
 - La retirada de la señalización transitoria y otros elementos no permanentes como equipos portátiles, accesorios, materiales de protección, etc.

Estas conclusiones han sido transmitidas al titular mediante correo electrónico y ha dado respuesta a las mismas también mediante correo electrónico con comentarios.

En el acta de la reunión del 3 de febrero (CSN/ART/CNSMG/SMG/1602/02), sobre las conclusiones de las evaluaciones de la SRAE, se reflejó que como consecuencia de los comentarios de NN de 15/12/15, INSI podría reconsiderar las conclusiones alcanzadas en el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/INSI/SMG/1511/909, resultando finalmente que por parte del CSN el titular debe realizar las siguientes acciones:

- Incorporar a su base de licencia la revisión 4 de la RG-1.82.
- CNSMG deberá mantenerse al corriente de los avances de los subcomités del BWROG sobre el reanálisis de la URG NEDO 32686, con el fin de incorporar las conclusiones que le apliquen de los aspectos actualmente en desarrollo.
- Los procedimientos PMD-P-095 y PCN-004 se modificarán en el sentido indicado por el titular en la información remitida el 20/05/16 y se ejecutarán satisfactoriamente antes del inicio de la operación.
- Se dispondrá de un procedimiento interno de Operación -como servicio responsable de la operabilidad de la contención y de su impacto en los ECCS- que contenga explícitamente el requisito de verificar que se hayan realizado satisfactoriamente, con el alcance y frecuencia adecuadas, las actividades siguientes:
 - o Una limpieza final exhaustiva del pozo seco y de la totalidad de la superficie de la cámara (toro), incluida la correspondiente a la piscina de supresión de presión
 - o Una ronda de verificación final, según PVD-O-419 y PVD-O-614
 - o El adecuado control de materiales extraños
 - o La retirada de la señalización transitoria y otros elementos no permanentes como equipos portátiles, accesorios, materiales de protección
- El plan de reparaciones de las ESC de la contención primaria debe priorizar las reparaciones de las superficies y recubrimientos deteriorados, de forma que se realicen en la misma recarga en la que se identifican.
- NN realizará una cuantificación del debris latente y sus resultados deben estar analizados antes del inicio de la explotación, conforme a la acción del PAC AC-2, código CSN-CAR- 15/19. El procedimiento se remitirá al CSN con el fin de verificar su idoneidad para el mantenimiento de la hipótesis de 150 lb asumida en los cálculos de NPSH y que se han previsto acciones en caso de obtención de resultados desfavorables, según las recomendaciones del BWROG.
- El titular dispondrá de las conclusiones del reanálisis de los materiales existentes en la contención, conforme a su acción del PAC AC-4, código CSN-CAR-15/19, con la antelación suficiente para poder implantar, antes del inicio de las operaciones de carga de combustible, las mejoras que pudieran identificarse para minimizar la generación de debris en caso de LOCA. Este reanálisis debe incluir una evaluación del etiquetado existente en el interior del DW y la retirada de elementos de identificación no cualificados o desprendibles en el ambiente LOCA.

Con respecto al control de inventario de debris en la contención, antes de la carga de combustible se realizarán las siguientes acciones:

- Actualizar el inventario de aislamientos recogido en el documento ING-072, Rev.0.
- Actualizar el inventario de recubrimientos no cualificados en la contención.
- Disponer de una actualización del documento base de licencia relativo a esta problemática, ING-031/NN, incorporando los resultados de la revisión del inventario de aislamientos y de recubrimientos cualificados de las conclusiones anteriores.
- El procedimiento PCN-A.23 para el control de materiales extraños debe incluir tanto el toro como el pozo seco.

- Establecer medios de control de material misceláneo como señalización transitoria, equipos portátiles, accesorios, etc., de forma que se garantice la retirada de los mismos antes del cierre de la contención.
- Con respecto a otros procedimientos de control de inventario, mantenimiento y supervisión del estado de la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:
 - o Revisar el procedimiento de inspección de aislamientos SV-CA-001, conforme a la actualización del documento de ref. ING-072, rev. 0. .
 - o Incluir en el alcance del PCN-0-004 Plan de supervisiones en parada de recarga, la zona del pozo seco entre la plataforma de válvulas (cota 523) y la plataforma de recarga.
 - o Disponer de un procedimiento que integre los programas de inspección visual y reparaciones de la contención, incorporando la revisión general realizada al finalizar la recarga, para documentar las reparaciones efectuadas y dejar constancia del estado final de la contención. Este procedimiento debe identificar las responsabilidades y los plazos y prioridades para efectuar las reparaciones de los elementos encontrados defectuosos.
- Nuclenor se mantendrá al corriente de los avances del análisis de la problemática de atascamiento de los sumideros de la contención, adoptando las soluciones que le resulten aplicables de las establecidas por el grupo de propietarios BWROG, con el fin de garantizar la conformidad con la RG-1.82.
- Se iniciará un proceso sectorial conjunto entre el CSN y las centrales BWR españolas que permita definir unas ETFM y RV que trasladen las vigilancias que resulten necesarias para garantizar la operabilidad de la contención y de los ECCS, de acuerdo con los procedimientos elaborados por el titular.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.143, Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures and Components installed in Light Water Cooled nuclear power plants, rev. 2/2001

La evaluación del CSN consideró necesario solicitar al titular confirmación de que esta norma se encuentra incluida en la base de licencia de CN Santa María de Garoña. El titular lo ha confirmado mediante correo electrónico de fecha 19 de noviembre de 2015.

RG 1.149, Nuclear power plants simulations facilities for use in operation training and license examinations, rev. 4/2011

La evaluación del CSN ha verificado que la US NRC no está requiriendo la transición a la revisión 4 de la RG a los titulares de ese país. Asimismo la evaluación identifica que el cumplimiento por CN Santa María de Garoña de la revisión 4 de la RG podría ofrecer dificultades al titular tales como la necesidad de desarrollar una nueva metodología de pruebas de escenario y de pruebas post evento o la dedicación considerable de recursos para aplicar la guía NEI 09-09.

El cambio en la base de licencia afectaría asimismo a la realización de los exámenes de planta para la obtención de licencias de supervisor u operador puesto que los escenarios desarrollados para los exámenes también deberían someterse a la nueva metodología de pruebas de comportamiento del simulador.

La evaluación del CSN considera que la aplicación de esa nueva metodología no implica, al menos de modo automático, una mejora significativa en la calidad del simulador de alcance total.

La evaluación concluye que no considera necesario requerir al titular el cumplimiento de la RG aunque el CSN fomentará una aplicación graduada de la misma.

Se considera aceptable la posición del titular de dejar abierta la posibilidad de aplicar la RG en el futuro, una vez analizadas detalladamente todas sus implicaciones.

RG 1.151, Instrument sensing lines, rev.1/2010

La evaluación indica que la revisión 0 de la citada norma se analizó en su momento y se consideró como aplicable para su uso futuro en CN Santa María de Garoña para modificaciones que incorporen nuevas líneas sensoras de instrumentación.

La evaluación considera que la posición del titular de aplicar la revisión 1 de esta RG a modificaciones de diseño futuras (traceados térmicos y nuevas líneas sensoras) es aceptable.

RG 1.180, Guidelines for evaluating electromagnetic and radio-frequency interference in safety-related I&C systems, rev.1/2003

La evaluación indica que, en relación al análisis realizado por el titular, cabe aclarar que la norma aplica no sólo a sistemas relacionados con la seguridad sino también a aquellos sistemas de I&C no relacionados con la seguridad cuyo fallo pueda afectar a funciones de seguridad.

La evaluación considera que la posición del titular de aplicar esta RG en la sustitución o incorporación de equipos y sistemas electrónicos que se realicen en la central, es aceptable.

RG 1.196, Control room habitability at light-water nuclear power reactors, rev.1/2007

La evaluación del CSN no ha considerado necesario revisar el análisis de cumplimiento de la revisión 1 de esta RG realizado por el titular ya que en ella se mantienen los mismos requisitos radiológicos de la revisión 0.

En relación con el aspecto que se modifica respecto de la revisión 0, eliminación del Apéndice B Acceptable Technical Specifications and Bases Revisions for Westinghouse Plants, CN Santa María de Garoña dispone de unas ETFM redactadas de acuerdo con esa revisión 0 de la RG y aprobadas. La eliminación del apéndice B implica un mejor cumplimiento de la central con la RG.

Se considera aceptable la posición del titular de incorporar a las bases de licencia la revisión 1 de la RG.

RG 1.204, Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plant, rev. 0/2005

A requerimiento del CSN, mediante la carta CSN/C/DSN/SMG/15/18 de fecha 20 de abril de 2015, Nuclenor ha remitido, con la carta NN/CSN/153/2015 de 26 de junio, un nuevo análisis de cumplimiento de esta RG más amplio que el inicialmente presentado con la solicitud de renovación de la autorización de explotación en junio de 2014.

La evaluación del CSN indica que, de las cuatro IEEE endosadas por la RG 1.204, la protección de edificios y estructuras contra rayos sólo se trata en la IEEE 665-1995, sección 5.6 "Lightning protection for generating stations structures". El método de protección indicado en dicho apartado remite directamente la norma NFPA 780-1992, de lo que se concluye que en cuanto a la protección de edificios y estructuras, según la RG 1.204, sería aplicable la citada NFPA 780.

En línea con lo requerido en las autorizaciones de explotación a las otras centrales españolas de tecnología USA, la protección exterior de estructuras y edificios frente a impacto de rayo debe ser actualizada considerando la normativa vigente actualmente (RG 1.204 o normativa equivalente).

En base a ello, el titular deberá llevar a cabo la revisión de la instalación de protección de edificios y estructuras de la central frente a rayos, teniendo en cuenta la normativa citada e implantará las modificaciones que pudieran derivarse del estudio en un plazo de 18 meses.

Algunas de las centrales españolas de tecnología de origen USA han realizado un estudio comparativo de la normativa española frente al NFPA 780 y han aplicado las normas UNE adecuadas al tipo de pararrayos instalados o previstos (UNE-EN-62305 "Protección contra el rayo" y UNE 21.186 "Pararrayos con dispositivo de cebado") teniendo en cuenta también el Código Técnico de Edificación CTE-SU8 y la Norma Tecnológica NTE-IPP, lo cual se ha considerado adecuado por el CSN. Todas las centrales han realizado modificaciones de diseño para ampliar y mejorar el grado de protección de edificios y estructuras frente a rayos, por lo tanto CN Santa María de Garoña también debe hacerlo, salvo que demuestre que la situación actual es aceptable de acuerdo con las normas citadas.

La evaluación concluye que el titular debe llevar a cabo la revisión de la instalación de protección de edificios y estructuras de la central frente a rayos, teniendo en cuenta la normativa citada e implantará las modificaciones que pudieran derivarse del estudio, en un plazo de 18 meses, realizando un estudio de evaluación y análisis técnico de la protección frente a rayos de edificios y estructuras. El objetivo es que todos los edificios/estructuras que albergan sistemas o componentes relacionados con la seguridad queden plenamente cubiertos por la zona de protección de al menos un pararrayos.

Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 13 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.211, Qualification of safety related cables and field splices for NPP, rev. 0/2009

La evaluación del CSN indica que el Programa de Gestión de Envejecimiento de Cables Eléctricos, PGE-29, incluye en su alcance cables no calificados sujetos a estudios de Revisión de la Gestión del

Envejecimiento (RGE), cables con requisitos de calificación ambiental sometidos a un ambiente adverso, cables sometidos a un ambiente adverso localizado puntual y cables de media tensión de alimentación de las bombas de agua de servicios.

De acuerdo con el PIEGE de CN Santa María de Garoña, los cables calificados no están sujetos a revisión del envejecimiento ya que, al tener una vida calificada igual o superior a 40 años constituyen el alcance de la revisión del Estudio de Calificación Ambiental (ECA) y se incorporan como Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT).

Según el AEFT de Calificación Ambiental de equipo eléctrico y de instrumentación, se actualizará la vida calificada de los componentes recogidos en el ECA en base al reanálisis del posible margen entre las condiciones de calificación (radiación y temperatura) y las condiciones especificadas. Después se calculará la fecha necesaria de recalificación, reparación o sustitución de cada uno de los componentes, realizándose este seguimiento dentro del programa de gestión del envejecimiento PGE-02 "Calificación ambiental de componentes eléctricos".

La evaluación considera aceptable el análisis y conclusiones del titular, si bien deberá incluir en la resolución del AEFT de Calificación Ambiental de equipo eléctrico y de instrumentación, como requisito necesario para extender la vida calificada de los cables más allá de los 40 años, el establecimiento de un programa de vigilancia de la condición de los mismos según el método y las técnicas aceptados recogidos en la RG-1.218 Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants.

Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 13 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.218, Condition-monitoring techniques for electric cables used in nuclear power plants, rev.0/2012

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, encontrando que, si bien las técnicas que describe la RG 1-218 se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de cables dentro del programa actual de gestión del envejecimiento de CN Santa María de Garoña, existen otros casos en los que podría ser necesaria la vigilancia de la condición de determinados cables en aplicación de la Regla de Mantenimiento, cuando han ocurrido fallos en esos cables o cuando cables similares en la industria están experimentando fallos. El titular no extiende a estos casos su compromiso de usar esta RG, tan sólo indica que es de interés su aplicación.

La evaluación del CSN, en base a resultados de experiencia operativa y de programas de investigación internacionales recientes, teniendo en cuenta que la solicitud de autorización de explotación va más allá de los 40 años de la vida calificada de los cables y que las técnicas descritas en esta RG ya se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de los cables de CN Santa María de Garoña y, por tanto, la inclusión de esta RG en las Bases de Licencia de la central no supondría una carga adicional excesiva para el titular, concluye que considera conveniente requerir a la central la inclusión de esta RG en sus actuales Bases de Licencia.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular mediante correo electrónico. Esta norma se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 4.21, Minimization of contamination and radioactive waste generation: life-cycle planning, rev.0/2008

La evaluación del CSN realizó una revisión preliminar del análisis de cumplimiento presentado por el titular. Como resultado de esa revisión se determinó la necesidad de solicitar al titular información adicional sobre las medidas para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos e identificar la documentación o procedimientos de la central donde se incorporan esas medidas.

Ese resultado fue transmitido al titular mediante correo electrónico. En respuesta el titular, también mediante correo electrónico, remitió al CSN un documento en el que se describe cómo CN Santa María de Garoña cumple con los principios recogidos en la RG en relación a las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos así como para facilitar el desmantelamiento, indicando los documentos o procedimientos en los que se incorporan dichas medidas.

La evaluación del CSN ha analizado los procedimientos disponibles en la central para minimizar la contaminación de la instalación y del medio ambiente, las actuaciones de titular para obtener autorizaciones para la desclasificación de chatarras y de aceites y el contenido del Estudio de Seguridad y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado de la central en lo que se refiere a la minimización de la generación de residuos radiactivos.

La evaluación concluye que en CN Santa María de Garoña se contempla, para todo el ciclo de vida de la instalación, las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos, desde la etapa de diseño inicial, incluyendo los procedimientos operativos y la gestión de los residuos de operación, hasta las actividades de descontaminación previas al desmantelamiento. Se considera aceptable la posición del titular de no identificar la necesidad de implantar medidas adicionales.

GL 79-46, Containment Purging and Venting During Normal Operation, 1979

BTP CSB 6-4, Containment Purging During Normal Plant Operations, rev. 3/2007

GL 83-02, NUREG-0737 Technical Specifications, 1983

La evaluación del CSN realizó una revisión preliminar del análisis de cumplimiento de esas normas con la configuración existente en CN Santa María de Garoña para el sistema de control atmosférico de la contención primaria (ACS), encontrando que era necesario solicitar al titular la realización de las siguientes actuaciones:

- Justificar la validez de las pruebas de diagnosis de válvulas del ACS para demostrar la operabilidad frente al LOCA, incluso en parada (GL 79-46).

- Presentar un plan de pruebas de las válvulas que no han sido probadas desde el inicio de la aplicación del programa de diagnóstico de válvulas en 2010, de forma que antes del arranque se haya probado el conjunto completo de válvulas del ACS (GL 79-46).
- Identificar los medios de control de la posición de todas las válvulas del ACS en los modos 1 a 3, y aportar información sobre los medios para el mantenimiento de los sellos y otros materiales constructivos susceptibles de degradación, indicando la frecuencia de reemplazo y las pruebas de fugas aplicables (GL 83-02 y NUREG-0737).
- En relación con la BTP CSB 6-4:
 - o Incluir en las revisiones periódicas de posición de válvulas de los Requisitos de Vigilancia de ETFM la verificación de que las válvulas de purga de más de 8" que no se vayan a abrir en operación normal a potencia (modos 1 a 3, con la integridad de la contención requerida), se requieran enclavadas cerradas.
 - o Aportar información sobre las previsiones de aislamiento de las líneas de 20" de la penetración X-205, explicando las características de redundancia y pruebas.
 - o Identificar qué requerimientos de tiempo de cierre aplican a las válvulas que forman parte del ACS y cuáles no están dentro del alcance del PV-0-259 de verificación de la posición de cierre.
 - o Informar sobre las previsiones de instalar rejillas en la aspiración de las líneas de inertización y desinertización, así como identificar otras posibles líneas que pudiesen encontrarse abiertas durante un accidente (por ejemplo venteos a chimenea), cuyo cierre posterior pudiera verse cuestionado por la incursión de residuos arrastrados por la onda de presión creada por el LOCA.
 - o Identificar las instrucciones, precauciones o cualquiera de los medios establecidos para confirmar que las líneas de purga y venteo acondicionadoras de la atmósfera de la contención para la recarga no se abrirán cuando se requiera la integridad de la contención primaria.
 - o Demostrar que la depresión creada en la contención durante el tiempo máximo de cierre de las válvulas de aislamiento de la purga no cuestiona el NPSH de aspiración de las bombas de los ECCS, incluso teniendo en cuenta un hipotético fallo del cierre de la línea de extracción.
 - o Confirmar que el alcance de las pruebas de fugas contempladas en las ETFM para cumplir con el Apéndice J del 10CFR50 incluye todas las válvulas del ACS, salvo criterio válido en contra, que también debería explicarse.

Esas conclusiones fueron transmitidas al titular mediante correo electrónico. El titular, mediante escrito de fecha 3 de noviembre de 2015 (nº registro entrada CSN 43963) presentó la respuesta a esas conclusiones, que había adelantado también mediante correo electrónico.

La evaluación del CSN ha analizado el análisis de cumplimiento del titular y las respuestas aportadas a los resultados de la evaluación preliminar, encontrando que:

- El programa de diagnóstico de válvulas neumáticas (AOV) sólo incluye aquellas válvulas denominadas de "categoría 1", lo que deja fuera del alcance de las pruebas de diagnóstico, aproximadamente la mitad de las válvulas del ACS.
- El programa de pruebas presentado por el titular confirma que antes del inicio del próximo período de explotación se completará la diagnosis de válvulas de categoría 1. Asimismo

- incluye provisiones para pruebas futuras de las válvulas identificadas como de categoría 2, aunque sin indicar una fecha para dicha verificación. Además, se incluyen en las verificaciones previstas para el futuro, aunque sin fecha, el resto de válvulas del sistema ACS.
- Sólo se verifica la posición de cierre de las válvulas que se encuentran dentro del alcance del procedimiento de vigilancia PV-0-259. Esto deja fuera de vigilancia la posición de las válvulas de 20" de las líneas de alivio de vacío de la piscina de supresión, AOV-1601-08 A y B.
 - La redacción actual del Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM no requiere verificar la posición de estas válvulas de 20", debiéndose modificar para que aplique a válvulas de diámetro superior a 8".
 - En relación con la BTP CSB 6-4 se identifican actuaciones a realizar por el titular que contribuirán a mejorar la verificación de la situación de las válvulas del ACS que permanecen cerradas en operación a potencia o a garantizar el cierre requerido en caso de LOCA de aquellas que pueden encontrarse abiertas.

La evaluación del CSN concluye lo siguiente:

1. Respecto a la GL 79-46, se considera que las verificaciones realizadas en el programa de diagnóstico de válvulas neumáticas (AOV), proporcionan un grado de fiabilidad adecuado para garantizar razonablemente la operabilidad requerida de las válvulas del sistema de acondicionamiento de la atmósfera de la contención (ACS) en las condiciones de accidente, no obstante, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:
 - a. Realizar una prueba de diagnóstico de las válvulas del ACS que no han sido objeto de verificación desde el inicio del programa AOV en 2010.
 - b. Modificar el programa de AOV para incluir dentro de su alcance las válvulas AOV-1601-2; AOV-1601-73; AOV-1601-6 y AOV-1601-19.
2. Con respecto a la GL 83-02 y el NUREG-0737, se considera aceptable el plan de revisiones y pruebas del titular para cada una de las válvulas del ACS, no obstante, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:
 - a. Modificar el procedimiento de vigilancia PV-0-259 para incluir dentro de su alcance la verificación de la posición de las válvulas AOV-1601-08 A y B.
 - b. Modificar el Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM para indicar que la verificación mensual de la posición cerrada de cierre aplica a las válvulas de diámetro mayor de 8".
3. Con respecto a la BTP CSB 6-4, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:
 - a. Incluir en las ETFM requisitos de que las válvulas de purga de más de 8" de diámetro que no se vayan a abrir en operación normal a potencia (modos 1 a 3, con la integridad de la contención requerida) se encuentren enclavadas cerradas e incorporar en las revisiones periódicas de posición, que se realizan a través de los Requisitos de Vigilancia de ETF, la verificación de dicho enclavamiento.
 - b. Instalar rejillas en las líneas de aporte de nitrógeno de 2" que protejan contra el arrastre de residuos en caso de LOCA que puedan impedir el cierre adecuado de las válvulas que

se encuentren abiertas en operación normal. Dichas rejillas deberán tener las mismas características constructivas que las propias líneas en las que irán instaladas.

- c. Instalar rejillas protectoras en las líneas del venteo de la contención que puedan abrirse excepcionalmente durante la operación normal, conforme al procedimiento IOP-1600-007 Venteo normal de la contención primaria, para proteger contra el arrastre de residuos en caso de LOCA, garantizando el cierre y estanquidad de estas válvulas.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16), excepto aquellas que han sido requeridas por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

GL 80-02, Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil, 1980

La evaluación del CSN revisó el análisis de cumplimiento realizado por el titular, encontrando que aunque se indica que el gas-oil de los generadores diésel (GD) está incluido en el programa de garantía de calidad y su calidad se controla mediante los requisitos de vigilancia de las ETFM, basados en la RG 1.137 y la norma ANSI N-195 endorsada por dicha RG, el titular debía aportar información sobre los siguientes aspectos relativos al cumplimiento de la GL 80-02:

- Justificar que el cumplimiento del Real Decreto 1700/2003 garantiza el de los apartados 2a y 2b de la RG.
- Aclarar cómo se cumplen los requisitos relativos a cualificación de suministradores y agentes de compra de gasoil establecidos en la normativa nuclear aplicable.

Esas conclusiones fueron transmitidas la titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico, respondió indicando que:

- El contenido actual de la ETFM de la central es fruto del proceso de evaluación realizado conjuntamente por el titular y el CSN a raíz de la publicación del RD 1700/2003, que culminó con la aprobación en marzo de 2004 de la sección 3.8.3 de la ETFM.
- El suministrador de gas-oil dispone de un sistema de calidad certificado contra la norma ISO 9000, el titular ha llevado a cabo la evaluación del suministrador mediante la revisión de datos históricos y de su documentación de calidad y mediante pruebas o controles a muestras selectivas del producto.

La evaluación del CSN ha analizado las respuestas del titular encontrándolas aceptables.

La evaluación concluye que el análisis de cumplimiento de la GL realizado por el titular es aceptable.

ASME N511, In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems, 2007

La evaluación del CSN indica que la posición del titular de no plantearse el cumplimiento de esta norma debido a que las acciones a realizar para ello tendrían un impacto importante en la planta y no aportarían una mejora sustancial de seguridad ni radiológica, no puede ser evaluada ya que es genérica y no se aportan los detalles necesarios para ello.

Respecto de la afirmación del titular de que cumple ASME N511 para los sistemas de filtración, la evaluación indica que no es relevante ya que las pruebas para estos sistemas están también recogidas en la RG 1.52 “Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants” y en la RG 1.140 “Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”, y ambas normas están incluidas en la base de licencia de la central.

La evaluación concluye que:

- El titular debe realizar las actuaciones necesarias para el cumplimiento de la norma ASME N511 en CN Santa María de Garoña con objeto de garantizar que todos los sistemas de ventilación clasificados como relacionados con la seguridad y sus equipos asociados, están sometidos a una serie de pruebas periódicas que garantizan que siguen cumpliendo sus condiciones de diseño.
- En el plazo de seis meses, antes de la carga de combustible, el titular identificará y justificará las posibles excepciones al cumplimiento de ASME N511, proponiendo, en su caso, las medidas compensatorias que considere oportunas.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico respondió con el programa de pruebas periódicas de sistemas HVAC relacionados con la seguridad.

Como consecuencia de la evaluación del citado programa de pruebas periódicas se alcanzaron las siguientes conclusiones que se incorporarán como condiciones al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE, para su cumplimiento antes de la carga de combustible:

- El titular implantará un programa de pruebas que cumpla con la norma ASME-N511-2007 para todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad.
- Se justificará detalladamente los componentes de los sistemas de ventilación que deben probarse y, en su caso, las desviaciones al cumplimiento de la norma ASME-N511-2007 y propuestas alternativas.

Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

IEEE 765, IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS), 2006

La evaluación considera que de acuerdo con el análisis presentado por el titular el grado de cumplimiento con la IEEE 765 es aceptable. Asimismo considera conveniente incorporar esta norma a las Bases de Licencia, para modificaciones futuras de la central relacionadas con del sistema de alimentación eléctrica exterior, a fin de que se mantenga esta situación.

La evaluación concluye que el titular deberá incluir esta norma IEEE 765-2006, en las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña para modificaciones futuras relacionadas con del sistema de alimentación eléctrica exterior.

La anterior conclusión ha sido asumida por Nuclenor como compromiso mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 13 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

3.3.5 Análisis de comportamiento de equipos

3.3.5.1 Regla de mantenimiento

El alcance de la evaluación del CSN se ha centrado en la comprobación de que la RPS realizada por el titular incluye el análisis de la situación actual y de las tendencias, valoración de los resultados y la adecuación de las acciones adoptadas respecto de:

- La metodología de aplicación en la central de la Regla de Mantenimiento (RM).
- El comportamiento de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) incluidos dentro del alcance de la RM.
- El riesgo asociado a mantenimientos preventivos o a pruebas de sistemas significativos para el riesgo.
- La efectividad de la aplicación a SMG de la RM.

En cuanto a la metodología de aplicación de la RM, la evaluación refleja que, además de los cambios a nivel de función realizados, las modificaciones de diseño implantadas, los cambios en los Procedimientos de Operación en Emergencia (POE) y en los Documentos Oficiales de Explotación (DOE), así como la actualización de los APS, han dado lugar a la incorporación o eliminación de equipos o componentes a funciones ya existentes en el alcance de la RM. La evaluación concluye que, en base a la documentación remitida por el titular, no ha habido cambios importantes en la metodología de aplicación de la RM durante el periodo objeto de la RPS, valorándose como aceptable para cumplir con los requisitos de la Instrucción del Consejo “Requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares”, de ref. IS-15.

En relación con el comportamiento de las ESC incluidos dentro del alcance de la RM, entendiendo como tal el número de fallos funcionales e indisponibilidades, las tasas de fallo en demanda han bajado en promedio en las diferentes revisiones del APS, mientras que en el caso de las tasas en operación, la tendencia es inversa. En ambos casos se considera que la causa principal de esta evolución es la adopción de la nueva base de datos genérica para todas las centrales españolas, que ha modificado los valores de base a partir de los que se obtienen las tasas específicas. Sobre la evolución de las indisponibilidades se concluye que tanto las debidas a trabajos preventivos como correctivos, han disminuido.

Durante el periodo objeto de la RPS, ningún trabajo de mantenimiento en sistemas modelados en el APS y controlados en el monitor de seguridad ha supuesto un riesgo indebido, según se observa en las gráficas de perfil de riesgo en el periodo estudiado.

Respecto a la evaluación del riesgo en parada, no hubo incidencias durante el periodo objeto de la RPS que implicasen su clasificación como “amarilla” o “roja”, según la guía NUMARC-91.06.

Por último, la evaluación del CSN concluye que la efectividad del mantenimiento realizado en CNSMG es adecuada.

3.3.5.2 Inspección en servicio

La evaluación realizada por el CSN se corresponde con los intervalos de Inspección en Servicio (ISI) cuarto (segundo y tercer periodos) y quinto (primer periodo, hasta diciembre de 2012) que coinciden con el periodo objeto de la RPS.

Los aspectos revisados han sido los incluidos en el Manual de Inspección en Servicio (MISI), el programa de inspección por ASME y otra normativa, inspecciones adicionales y por último el comportamiento de las barreras, que comprende los siguientes programas:

- Ensayos No Destructivos
- Soportes y amortiguadores
- Inspección por NUREG-0313
- Pruebas de válvulas
- Pruebas de bombas
- Pruebas de presión
- Inspección de la contención primaria
- Erosión/corrosión
- Inspección de internos de la vasija
- Inspección de las penetraciones de los CRD.
- Inspección de toberas de agua de alimentación

Para cada uno de los programas incluidos en el MISI se ha analizado la coherencia de los resultados de las inspecciones y pruebas realizadas a lo largo del periodo, así como la adecuación de las acciones adoptadas y la información disponible en el CSN derivada de las inspecciones y evaluaciones realizadas sobre inspección en servicio.

De la evaluación de la información remitida por el titular se concluye que los programas definidos en el MISI y los resultados obtenidos son adecuados y cumplen con los requisitos de la Instrucción del Consejo IS-23 sobre inspección en servicio de centrales nucleares, resultando por tanto aceptables.

3.3.5.3 Requisitos de vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)

El objeto de este capítulo de la RPS es analizar los resultados de las pruebas de vigilancia realizadas durante el periodo comprendido entre los años 2008 y 2012, ambos inclusive, con el fin de identificar si existe una evolución indicativa de la existencia de un proceso de degradación de los equipos. En las pruebas de vigilancia bienales el titular incorpora el histórico de resultados hasta años anteriores a 2008 con el objeto de identificar evoluciones negativas, si las hubiere.

Los equipos analizados han sido los siguientes:

- Instrumentación de protección.
- Tiempos de respuesta de los generadores diésel.
- Tiempos de respuesta de los sistemas ECCS.
- Comportamiento de baterías.

Los defectos identificados durante el proceso de evaluación del CSN son todos de entidad menor, como errores en fechas. Un aspecto a tener en cuenta ha sido la entrada en vigor en el año 2003 de las ETFM y del MRO sustituyendo a las ETF, y que ha supuesto un cambio en el modo de compatibilizar los fallos de un equipo cuando suponen la inoperabilidad del mismo. También se han detectado discrepancias puntuales entre la base de datos de seguimiento de ejecución de pruebas y los registros conservados.

La evaluación concluye que no se han identificado tendencias negativas en los equipos que no estén siendo gestionadas y que el contenido del informe de la RPS se considera adecuado y acorde con la Guía de Seguridad GS-1.10.

3.3.5.4 Calificación ambiental y sísmica de equipos

La evaluación de los aspectos de calificación ambiental y sísmica de equipos, así como del proceso de dedicación de componentes de la RPS ha seguido las directrices del procedimiento del CSN de ref. PA.IV-17 “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad de centrales nucleares”. La evaluación del CSN se ha realizado separadamente para las diferentes disciplinas técnicas.

Calificación ambiental

El programa de calificación ambiental de equipos de CNSMG se describe en el Estudio de Calificación Ambiental (ECA). La documentación remitida por el titular en la RPS identifica, para cada una de las revisiones del ECA que cubren el periodo objeto de la RPS, las modificaciones de diseño con incidencia en el programa de calificación e identifica todos los cambios efectuados en los distintos capítulos del ECA.

La mayoría de los cambios son de poca relevancia, cambios editoriales, u obedecen a la adaptación del ECA a los resultados del Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT) “Calificación ambiental de equipos”, desarrollado dentro del Programa Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) y evaluado en el apartado 3.3.4.5 de la presente PDT, correspondiente al PIEGE.

La evaluación concluye que la información proporcionada por el titular en la RPS, completada con las revisiones del Estudio de Calificación Ambiental aplicables, incorpora de manera aceptable las actividades del Programa de Calificación Ambiental de CNSMG y que cumple con los requisitos de la normativa aplicable. No obstante, en la próxima revisión de la RPS que el titular remita antes de seis meses tras la concesión de la autorización de explotación, se deberán incorporar los siguientes aspectos:

- Un nuevo apartado que contemple la descripción de los métodos de fabricación de elementos y piezas relacionadas con la seguridad en los talleres de Nuclenor y cómo se asegura el cumplimiento con los requisitos de materiales y cualificaciones de las piezas.
- Un listado de tarjetas electrónicas 1E reparadas, especificando el procedimiento cualificado empleado y, en el caso de que las reparaciones incluyan sustitución de elementos, referenciar que éstos cumplen con los requisitos nucleares aplicables.
- Antes de la carga de combustible se remitirá al CSN una nueva revisión del informe de ref. NN/CSN/129/2013 “Respuesta a la Instrucción Técnica del CSN sobre cualificación de componentes y repuestos”, ampliando su alcance a los elementos de grado comercial instalados en posiciones de seguridad de toda la central.
- Indicar el número de entradas (No Conformidades) reportadas en el Programa de Acciones Correctivas (PAC) relacionadas con materiales, cualificación de suministradores, reposición de equipos y obsolescencia, y el estado de las acciones asociadas a las mismas.
- Mencionar que los suministradores de la “línea de acopio” deben estar evaluados e incluidos en la lista de suministradores aprobados.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

Calificación sísmica de equipos

El objeto de la evaluación realizada por el CSN es la comprobación del tratamiento por parte del titular del Programa de Calificación Sísmica, su estado de desarrollo, y las actuaciones o variaciones surgidas durante el periodo objeto de la RPS.

En la actualidad, la calificación sísmica de los nuevos equipos y componentes se realiza de acuerdo con lo establecido en la Regulatory Guide RG-1.100 “Seismic Qualification of Electric and Mechanical Equipment for Nuclear Power Plants” aplicándola el titular de manera aceptable.

En cuanto a la actualización del estudio de verificación sísmica de equipos, se ha realizado en base a la Lista de Equipos de Parada Segura en caso de Sismo (SSEL). Entre las modificaciones incorporadas cabe destacar la instalación de los Centros de Control de Motores CCM “S” y CCM”T” que alimentan a equipos importantes para la parada segura y para asegurar que el condensador de aislamiento permanece disponible en caso de incendio, respectivamente.

La evaluación concluye que el titular ha realizado adecuadamente el análisis de los programas de calificación sísmica.

Dedicación de componentes

La información proporcionada por el titular describe el proceso desarrollado por Nuclenor para la compra y utilización de componentes de grado comercial en aplicaciones relacionadas con la seguridad.

La Guía de Seguridad GS-10.8 “Garantía de calidad para la gestión de elementos y servicios para instalaciones nucleares” indica que el documento de ref. UNE-73-104.94 “Guía para la dedicación de componentes de grado comercial en centrales comerciales” establece la metodología y criterios

a seguir en la utilización de componentes de calidad comercial en las aplicaciones relacionadas con la seguridad en centrales nucleares.

La evaluación concluye que el titular ha realizado adecuadamente la gestión de repuestos calificados y dedicaciones. En la próxima revisión de la RPS que el titular remita antes de seis meses tras la concesión de la autorización de explotación, se deberán incorporar los siguientes aspectos:

- Mencionar expresamente el cumplimiento de la RG-1.100 “Seismic Qualification of Electric and Mechanical Equipment for Nuclear Power Plants” por parte del programa de dedicación de componentes.
- Identificar las líneas fundamentales del procedimiento mediante el que se evalúan los equipos y repuestos alternativos, indicando las organizaciones participantes en los análisis y cambios que en este proceso hayan tenido lugar durante el periodo objeto de la RPS.
- Resumir el proceso de adquisición de elementos de orden inferior al de componente (repuestos o consumibles) sin clasificación propia en la Q-list e identificar el procedimiento que incorpore los criterios de clasificación de estos elementos.
- Identificación de repuestos o consumibles que por pertenecer inicialmente a un equipo de seguridad deberían haber sido clasificados como tales y han sido desclasificados mediante una justificación documentada de ingeniería.
- Para materiales y repuestos instalados en posiciones relacionadas con la seguridad, correspondientes a compras en las que el suministrador en el momento de la adquisición no tenía vigente su evaluación y en los que la compra se haya realizado a un suministrador que no está incluido dentro de la lista de suministradores aprobados porque el material o repuesto no esté dentro del alcance evaluado, se abrirá la correspondiente No Conformidad en el PAC. Además, este tipo de No Conformidades serán consideradas en el Plan de Acción al que se refiere el punto 4.3.6 “Mejora del proceso de aseguramiento de la calificación de equipos”.
- Mencionar expresamente que durante el periodo objeto de la RPS el criterio básico aplicable a la adquisición de repuestos es el cumplimiento de todos los requisitos técnicos y de garantía de calidad aplicables por su ubicación o función.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.5.5 Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE)

El objetivo de la evaluación realizada ha sido verificar que CNSMG, dentro del periodo objeto de la RPS y siguiendo las directrices metodológicas de su Plan de Gestión de Vida (PGV), ha realizado adecuadamente las actividades necesarias para garantizar la funcionalidad de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) durante la operación a largo plazo, evitando la degradación imprevista de las ESC importantes para la seguridad.

La información remitida por el titular en la RPS describe el proceso de actualización del Plan de Gestión del Envejecimiento a Largo Plazo (PGE-LP), en base al documento “Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE)”, rev. 4. Las actividades asociadas al PGE-LP se recogen en los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE), cuyo resumen se encuentra en el Suplemento A del Estudio de Seguridad (ES). Asimismo, en ese suplemento del ES se encuentran los

Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT), realizados para soportar la operación a largo plazo. Se señala que, en cumplimiento con el punto 10 de la ITC de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 (ITC-14.01), el titular ha remitido también al CSN la documentación correspondiente a la actualización del PIEGE, de acuerdo con lo establecido en la Instrucción del Consejo IS-22 sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la gestión a largo plazo de centrales nucleares y en el documento “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report-Final Report (NUREG-1801, Revisión 2)”, denominado GALL-2, y cuya evaluación se incorpora en el apartado correspondiente a la ITC-14.01 de la presente PDT.

Durante el periodo objeto de la RPS, el CSN ha realizado diversas inspecciones sobre el Plan de Gestión de Vida (PGV) aplicable antes de la operación a largo plazo, así como varios informes de evaluación sobre el PIEGE, cuyo resultado final se encuentra identificado en el informe recopilatorio de ref. CSN/IEV/IMES/SMG/0904/694, rev. 1. Los aspectos relacionados con la gestión del envejecimiento posteriores al periodo incluido en la RPS han sido evaluados mediante los informes de ref. CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/861 y CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/865.

La evaluación de la documentación remitida por el titular en la RPS concluye que la metodología utilizada tanto para la elaboración como para la implantación del PGE-LP, mediante el proceso de actualización y mejora continua de los PGE definidos en el PIEGE, rev. 4, es adecuada para gestionar los efectos del envejecimiento a largo plazo.

3.3.5.6 Mantenimiento preventivo

En el periodo objeto de esta RPS, y desde la implantación del programa de Mantenimiento a Potencia (MAP) en el año 2003, no ha habido cambios significativos en los planes de mantenimiento preventivo de la central.

Sin embargo, en la primera mitad de 2012, y basado en el documento “Equipment Reliability Case Studies: INPO AP-913- Equipment Reliability Process Implementation Summaries”, se comenzó con el proceso de mejora de la fiabilidad de equipos, estableciéndose una sistemática para determinar si el programa actual de mantenimiento preventivo para cada ESC es el adecuado en términos de alcance y/o frecuencia, creándose un grupo multidisciplinar de fiabilidad de equipos.

Para cada ESC analizado el producto final fue la revisión de su infraestructura de mantenimiento, teniendo en cuenta la experiencia operativa, las recomendaciones de EPRI, la realimentación del mantenimiento preventivo y predictivo ejecutado anteriormente y el mantenimiento correctivo realizado. También se revisaron por parte del titular los resultados de las pruebas de vigilancia, los planes de gestión del envejecimiento (PGE) no asociados a mantenimiento y las modificaciones de diseño (MD) previstas.

Este proceso se aplicó a parte de los sistemas de Refrigeración en Parada (SHC), Protección Contra Incendios (PCI), Inyección de Refrigerante a Alta Presión (HPCI), Refrigeración y Filtrado de la Piscina de Combustible Gastado (FPC) y Agua de Circulación (CW), pero quedó suspendido al pasar la central a cese de explotación. Por lo tanto, no se puede hacer una evaluación de los resultados obtenidos en cuanto al aumento o disminución de la fiabilidad de los ESC analizados, aunque, en aquellos sistemas que siguen siendo requeridos en cese, SHC, PCI y FPC, su fiabilidad no ha disminuido,

estando previsto continuar con la implantación del proceso de mejora de fiabilidad de equipos si la central retorna a la operación a potencia.

La evaluación periódica de la vigilancia del comportamiento y del control del comportamiento a través del programa de mantenimiento preventivo queda recogida en los informes de evaluación periódica que el titular realiza tras finalizar cada ciclo de combustible, considerando la evaluación del CSN aceptable la metodología empleada por NN.

3.3.5.7 Combustible

Por parte del CSN se ha evaluado el cumplimiento por parte del titular con los programas definidos en el Manual de Inspección en Servicio (MISI) y con los requisitos de la Instrucción del Consejo IS-23 relacionados con la vigilancia del comportamiento y el estado de las diferentes barreras, entre las que se encuentra el combustible irradiado, con resultado aceptable.

3.3.6 Modificaciones de la instalación

De acuerdo con lo establecido por la GS-1.10, el titular debe realizar una valoración de todas las Modificaciones de Diseño (MD) llevadas a cabo, así como de la evolución global de los procesos incluidos dentro del alcance de la RPS.

La Evaluación de Seguridad se realiza por la Sección de Seguridad Nuclear y Licencia de NN con el objetivo de determinar si se modifican los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización de la explotación, y en consecuencia la modificación requiere autorización de la Administración.

Por parte del CSN se ha evaluado la información recogida en la RPS, en lo relativo al análisis realizado por el titular sobre las MD de naturaleza mecánica y eléctrica implantadas en el periodo objeto de la RPS y sobre el efecto de las MD en la seguridad. Asimismo, el CSN ha realizado un seguimiento mediante las inspecciones correspondientes al Plan Básico de Inspección (PBI).

La evaluación del CSN concluye que el proceso de evaluación y análisis de las MD realizado por SMG se considera adecuado.

3.3.7 Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

En relación con la documentación remitida por el titular en la RPS, la evaluación del CSN ha consistido en valorar el estado actual del APS, así como la adecuación de las modificaciones metodológicas y de planta a las siguientes tareas del APS: familiarización con la planta, delineación de secuencias de accidentes, análisis de sistemas, análisis de datos, cuantificación, análisis de resultados y fiabilidad humana; asimismo se ha evaluado la información relacionada con el documento "Otros sucesos externos" de ref. APS-IT-T4.

El seguimiento por parte del CSN de las actualizaciones de los modelos de APS de CNSMG en el periodo objeto de la RPS se ha realizado mediante las inspecciones de mantenimiento y actualización del APS, integradas en el PBI.

La conclusión general de la evaluación realizada es que la documentación remitida por el titular en la RPS refleja el diseño, las prácticas operativas, la gestión y ejecución del mantenimiento y que los modelos actualmente vigentes son adecuados para la valoración del riesgo, considerándose aceptable la aprobación de los APS presentados, con las siguientes consideraciones:

En relación con los aspectos de fiabilidad humana en el APS:

- Elaborar un registro que identifique claramente todas las acciones humanas que requieren de actuaciones locales, ya dispongan o no de análisis detallado. Aplicable a todos los alcances del APS y a realizar en las próximas revisiones de los mismos.
- Analizar antes del arranque de la central un proceso de validaciones que garantice que las acciones locales consideradas en los distintos alcances del APS son factibles y documentarlas dentro de APS en las próximas revisiones.
- En el ámbito del análisis de dependencias entre las acciones humanas, analizar el NUREG-1921 y su aplicación a todos los alcances del APS de CN Santa María de Garoña. Este análisis se realizará antes del arranque de la central y se aplicará en las próximas revisiones de los mismos.
- Utilizar el NUREG-1921 como referencia metodológica para la realización de la FH del APS de Incendios y valorar su aplicabilidad para el APS de Inundaciones, en la próxima revisión de ambos.
- Valorar el entrenamiento en el simulador de Sala de Control de las secuencias accidentales más significativas para el riesgo, incluyendo, en la medida que apliquen, las de cualquier alcance adicional al del APS a potencia. Esta valoración y, en su caso, el proceso de coordinación, entre APS, Formación y Operación de Garoña, se definirán antes del arranque de la central.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

En relación con la evaluación de los aspectos de APS de la RPS (Caps. 6.1-6.3):

- En un plazo máximo de tres meses tras el arranque de la central, NN deberá presentar una nueva planificación de los desarrollos APS para dar cumplimiento a la IS-25 y a la guía de seguridad GS-01.15.
- En el caso de que el titular presente alguna nueva aplicación basada en el APS, deberá previamente elaborar un documento en el que se atestigüe el cumplimiento de la posición reguladora 2 de la RG 1.200. Si la conclusión de dicho documento es que falta por cumplirse alguno de los requisitos de alto nivel o de los requisitos soporte, deberá mejorarse el APS en dichos aspectos como paso previo a la presentación de la aplicación.
- NN presentará un documento integrado con el análisis de resultados de todos los alcances del APS junto a la próxima revisión del APS de sucesos internos a potencia niveles 1 y 2. En este documento deberán integrarse los resultados de los nuevos alcances demandados por la IS-25 a medida que se vayan desarrollando.
- En relación con el APS-2009, tarea IT-T4 Análisis de Otros Sucesos Externos, y dado que el titular no ha aportado un análisis actualizado del período 2007 a 2012, se considera que NN

debe realizar y remitir al CSN (plazo propuesto de 6 meses) una actualización del análisis de “APS-Otros sucesos externos” con fecha de corte al menos en 2015. Dicha actualización incluirá los resultados sobre inundaciones externas, sucesos meteorológicos y actuaciones realizadas en componentes del IPEEE sísmico, de acuerdo con los progresos derivados de las ITCs 12.02 y 14.01, e incorporará una estimación de la frecuencia de excedencia del valor actual de capacidad sísmica HCLPF de la planta.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.8 Programas de evaluación y mejora de la seguridad

El apartado 4.7 “Programas de mejora de la seguridad” de la GS-1.10 “Revisiones Periódicas de la Seguridad de centrales nucleares” establece que se debe desarrollar un programa de mantenimiento de las bases de diseño de la central. En la RPS de 1998 se explicaba la forma en la que se estaba llevando a cabo la generación de Documentos Base de Diseño de determinados sistemas y cuáles eran los criterios de actualización y mantenimiento de dichos documentos. Como consecuencia de lo anterior, se determinó que el mantenimiento de las bases de diseño de la central ya no es un programa de mejora, sino que forma parte del mantenimiento del control de configuración de la instalación.

3.3.8.1 Programa de mejora relativo a la reducción de dosis

La evaluación realizada por el CSN ha consistido en analizar el programa de reducción de dosis al personal durante el periodo 2008-2012 y que se ha descrito en el apartado 2.2.7.1 de la presente PDT.

Durante el proceso de evaluación se identificaron diversos aspectos que debían ser corregidos por el titular, relacionados con:

- Adaptación del contenido del Manual de Protección Radiológica (MPR), en lo referente al permiso de trabajo con radiaciones, a la práctica utilizada en la central.
- Modificaciones del procedimiento “Plan ALARA de reducción de dosis en parada” de ref. PG-131.
- Correcciones del “Programa de reducción de dosis”, de ref. PR-A-16.

Para responder a las anteriores observaciones, el titular remitió al CSN la propuesta de revisión 10B del MPR (nº de registro 44796/15), incorporando las modificaciones correspondientes. Además, las siguientes conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos en la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

- Incluir en el apartado 7.1.0 “Introducción” de la revisión de la RPS que remitirá al CSN antes de seis meses tras la autorización de explotación, el siguiente párrafo:

“Asimismo, el Comité ALARA tiene entre sus funciones el control y el seguimiento del término fuente mediante el análisis de parámetros químicos y de condiciones operativas y radiológicas de la instalación. De acuerdo a este análisis, si se considera preciso, el Comité

puede proponer la constitución de un grupo de reducción del término fuente para el estudio de la situación, establecimiento de factores causales y determinación de estrategias a adoptar para la reducción de los niveles de radiación”.

- Modificar el procedimiento “Plan ALARA de reducción de dosis en parada” de ref. PG-131, en los siguientes términos:
 - o Establecer como responsabilidad del Comité ALARA *“Analizar y recomendar líneas generales de actuación para la reducción de dosis y en particular del término fuente. En este sentido, deberá realizar un seguimiento periódico de los parámetros químicos y operativos de la central que tienen influencia directa en el comportamiento del término fuente”. Asimismo se asigna al Comité la responsabilidad de evaluar todos los estudios ALARA que se editen, incluyéndose a dicho Comité en el proceso de aprobación de los estudios ALARA”.* Cuando un trabajo que dispone de estudio ALARA sufra o se prevea que puede sufrir una desviación superior al 20% de la dosis estimada, será preciso realizar un análisis y justificar la necesidad de realizar o no realizar una reestimación de la dosis colectiva asociada al mismo. En caso de realizarse una reestimación, se evaluará de nuevo el estudio ALARA afectado.
 - o Incluir en el mencionado procedimiento, como un punto fijo en el orden del día de las reuniones del Comité ALARA, el seguimiento y control del término fuente.
- Modificar el “programa de reducción de dosis” de ref. PR-A-016, introduciendo la modificación requerida al apartado “Dosis colectiva mayor que 1 Sv.p”, además de introducir la figura del Comité ALARA en el proceso de aprobación de los estudios ALARA asociados a trabajos, haciéndolo así acorde con lo que se establece en el procedimiento de ref. PG-131.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por el titular como compromisos mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16).

3.3.8.2 Programa de mejora relativo a cultura de seguridad

La evaluación realizada por el CSN tiene como alcance la valoración del estado del programa de Cultura de Seguridad (CS) descrito en la RPS presentada por el titular, específicamente sobre los mecanismos de CS de que dispone la organización y los resultados de su aplicación.

Teniendo en cuenta la información aportada por el titular, la obtenida por el CSN en las inspecciones del PBI y en el proceso de evaluación, la evaluación concluye que NN dispone de un programa de cultura de seguridad que cumple los requisitos mínimos exigibles a un programa de estas características, ya que está recogido en un documento que establece el modelo teórico del titular sobre la cultura de la seguridad y su mejora, identificando las responsabilidades sobre el programa a todos los niveles de la organización.

Durante el proceso de evaluación el titular completó la información relativa al programa de cultura de la seguridad mediante sucesivos envíos. Durante el citado proceso también se puso de manifiesto que NN no ha llevado a cabo ninguna evaluación externa independiente de CS desde el año 2007, concluyéndose lo siguiente:

- Incluir en el apartado 7.2 de la revisión de la RPS que remitirá al CSN antes de seis meses tras la autorización de explotación, la información recogida en la propuesta de revisión 1 del capítulo 7.2 de la RPS sobre cultura de la seguridad y en el “Informe complementario de los apartados 7.2 (cultura de seguridad) y 7.3 (organización y factores humanos) de la RPS, Enero 2013-Junio 2015” de ref. INF-COMPL-01, rev.0.
- NN realizará y remitirá al CSN una evaluación externa independiente de cultura de seguridad, entre tres y seis meses antes de la fecha prevista para la carga de combustible, de acuerdo con la metodología NOMAC (“*Nuclear Organization and Management Analysis Concept Methodology*”).

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.8.3 Programa de mejora relativo a organización y factores humanos

De acuerdo con lo reflejado en la evaluación realizada por el CSN, en octubre de 2003 se editó la revisión 0 del documento “Programa para la mejora de la seguridad en Organización y Factores Humanos” de ref. PG-133, con el objetivo de potenciar en NN los aspectos relacionados con Organización y Factores Humanos (OyFH). El diseño de este programa se realizó siguiendo las indicaciones del documento “Consideraciones para el desarrollo de un programa de evaluación y mejora de la seguridad en OyFH de una central”, remitido por el CSN a Nuclenor mediante carta de ref. CSN-C-DT-99-843.

La evaluación de la información recopilada a través de la documentación aportada por el titular, así como de la obtenida por el CSN en las inspecciones del PBI al programa de OyFH concluye que, en el periodo objeto de la RPS, NN ha contado con un programa de evaluación y mejora de la seguridad en OyFH cuyo diseño responde a las recomendaciones que la Dirección Técnica de SN trasladó en 1999 a los titulares de las centrales nucleares.

Las siguientes conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 14 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE:

- Antes de la carga de combustible, el titular diseñará un programa de organización y factores humanos acorde a las previsiones de explotación de la central y al estado de desarrollo actual de estos programas.
- El citado programa deberá estar aprobado antes de la carga de combustible por el titular, dotado suficientemente de recursos organizativos, humanos y materiales, deberán estar detalladas las actuaciones de refuerzo previstas sobre sus diferentes elementos constitutivos, y deberán estar identificadas especialmente las principales actividades y proyectos que lo van a conformar y que requerirán una mejora especial.

3.3.8.4 Programa de mejora relativo a almacenamiento de combustible gastado

La evaluación realizada por el CSN del programa de mejora relativo al almacenamiento de combustible gastado descrito en el apartado 2.2.7.4 de la presente PDT considera aceptable la información remitida por el titular. Durante el proceso de evaluación se transmitieron a NN diversas

observaciones relacionadas con la ampliación de información recogida en la RPS sobre documentación aplicable y situación actual de la piscina de combustible gastado.

Como consecuencia de lo anterior, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016, el titular ha asumido los siguientes compromisos que se incorporarán en la revisión de la RPS que se editará antes de seis meses tras la concesión de la autorización de explotación:

- La sección 7.4 referenciará, en la parte de mejoras, los programas y la documentación principal de la central para la mejora de la gestión del combustible gastado y de los residuos de alta actividad, tales como el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG) y los informes anuales de actividades del PGRRCG, incluyendo una valoración de su situación.
- El punto 7.4.1 hará referencia al contexto de solicitud de renovación de la autorización de explotación de esta RPS, completando al menos la información sobre la ocupación actual de la piscina de combustible gastado y su capacidad útil de almacenamiento de combustible gastado y residuos de alta actividad (barras de control, tubos guía y detectores LPRM, SRM e IRM), así como la previsión de generación de combustible gastado en el periodo para el que se solicita la renovación.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16).

3.3.9 Sistema de gestión

En la información proporcionada por el titular en la RPS se realiza una descripción del sistema de la gestión integrada, de los requisitos que integra, así como la identificación de sus elementos, el mapa de procesos aplicable y el método de medida, evaluación y mejora del mismo.

Durante el proceso de evaluación se solicitó por parte del CSN como información complementaria la remisión del borrador del “Manual del sistema de gestión integrado de Nuclenor” de ref. SGI, rev. 300, en el que se incorporasen aspectos relacionados con la gestión de recursos, ejecución de procesos y actividades y procedimientos de evaluación y mejora.

Por parte del CSN se consideró aceptable el contenido del citado borrador y, al respecto, el titular asumió en la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16) el siguiente compromiso:

- Oficializar el borrador del “Manual del sistema de gestión integrado de Nuclenor” de ref. SGI, rev. 300, de fecha 10/09/15, para su aplicación una vez concedida la autorización de explotación.

3.3.10 Control de la configuración

Tal como se ha reflejado en el apartado 2.2.9 de la presente PDT, la información sobre “Control de la configuración” se encuentra incorporada en el punto “Modificaciones de la instalación”, y las conclusiones de su evaluación se han identificado en el apartado 3.3.5 de la presente PDT.

3.3.11 Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control (PHVC)

De acuerdo con la información evaluada por el CSN, el número y frecuencia de los muestreos y analíticas químicas y radiológicas a realizar en cada piezómetro, son propuestos por el titular mediante escrito remitido al CSN en el año previo a la realización de la campaña de muestreo. Dentro del primer trimestre de cada año, el titular emite un “Informe anual del PHCV”, que recoge los datos generados durante el año anterior y valora la incidencia de esos datos en el modelo de flujo y transporte.

Los resultados radiológicos no revelan anomalías destacables, salvo variaciones bruscas de la conductividad medida en las aguas, cuyo origen no parece relacionado con la instalación. Sin embargo, los resultados radiológicos han mostrado concentraciones anómalas de tritio en varios de los puntos de la red; actualmente, la concentración de tritio muestra una tendencia al descenso. También se han detectado algunas concentraciones de beta resto por encima del Límite Inferior de Detección (LID), no muy significativas.

La evaluación realizada por el CSN concluye que la información aportada en la RPS se considera aceptable, así como el contenido de la documentación anual que el titular remite al CSN al respecto. No obstante, dadas las concentraciones anómalas de tritio registradas en el emplazamiento, se considera que NN debe realizar las siguientes acciones, que han sido asumidas por el titular como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16), antes de la carga de combustible:

- Continuar aplicando el PHVC actual, al cual se deberá acoplar la red de piezómetros específica establecida para la caracterización y seguimiento de la hidrogeología en la zona de ubicación del Almacén Temporal Individualizado (ATI).
- Integrar los resultados del programa acoplado anterior en el modelo hidrogeológico, el cual debe actualizarse para incorporar la configuración y características de diseño asociadas al emplazamiento de la nueva instalación del ATI
- Continuar investigando el origen de cualquier concentración anómala, en particular la de tritio, detectada en las aguas subterráneas hasta aclarar sus causas. En el caso de que dichas concentraciones aumentaran, el titular deberá definir un nuevo plan para esclarecer las causas concretas y adoptar medidas correctoras.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por el titular como compromisos mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16).

3.4 Evaluación de las propuestas de revisión de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) aplicables a la autorización de explotación y hasta la carga de combustible

A lo largo del proceso de evaluación el titular ha remitido sucesivas revisiones de las propuestas de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) en base a los que se solicita la renovación autorización de explotación. En la siguiente tabla se identifican en sombreado las propuestas de revisión finales:

Estudio de Seguridad (ES)	Rev. 42J 05/01/16 Reg. 136	Rev. 42M 27/06/16 Reg. 10711	
Reglamento de Funcionamiento (RFO)	Rev. 24A 02/06/14 Reg. 8799	Rev. 24D 27/06/16 Reg. 10711	
Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)	Rev. 34E 05/01/16 Reg. 1136	Rev. 34F 27/06/16 Reg. 10711	
Plan de Emergencia Interior (PEI)	Rev. 11A 02/06/14 Reg. 8799	Rev. 11D 22/04/16 Reg. 41810	Rev. 11Dr1 10/05/16 Reg. 42077
Manual de Garantía de Calidad (MGC)	Rev.14A 02/06/14 Reg. 8799	Rev. 14B 03/12/15 Reg. 44479	Rev. 14C 27/09/16 Reg. 43788/16 (corrección erratas)
Manual de Protección Radiológica (MPR)	Rev.10A 02/06/14 Reg. 8799	Rev. 10B 23/12/15 Reg. 44865 (Minetur), 44796 (CSN)	
Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG)	Rev. 0A 02/06/14 Reg. 8799	Rev. 0B 27/09/16 Reg. 43788/16 (corrección erratas)	
Plan de Protección Física (PPF)	Rev. 7A 04/06/14 Reg. 8929	Rev. 7B 29/12/15 Reg. 20320	

3.4.1 Estudio de Seguridad (ES), revisión 42M

La propuesta de revisión 42M ha sido realizada por el titular en base a la revisión del Estudio de Seguridad (ES) que se encontraba en vigor durante la última autorización de explotación (revisión 42) y recoge las propuestas de revisión 42A, 42B+Br1, 42C (excepto lo relacionado con la modificación de diseño MD-616 del HPCI), 42D y 42J, así como los comentarios del CSN a esta última versión.

Conceptualmente refleja la situación de la central en el momento actual, incorporando los cambios asociados a las modificaciones de diseño sobre el SBGTS, aislamiento de contención, separación de trenes eléctricos y protección de equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del edificio de turbina tras un gran incendio. También recoge las modificaciones derivadas de las nuevas curvas presión-temperatura (P-T) de la vasija, aprobadas por Resolución del Minetur del 17 de noviembre de 2015.

Las evaluaciones del CSN fueron realizadas sobre la propuesta de revisión 42 J y las conclusiones de las mismas fueron transmitidas al titular. Una vez emitida por el titular la nueva propuesta de revisión del ES, por parte del Jefe de Proyecto se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones del CSN han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 42M del Estudio de Seguridad es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), NN ha asumido los siguientes compromisos que se incorporarán en la revisión del Estudio de Seguridad que el titular editará antes de la carga de combustible:

- Actualizar el contenido de los capítulos 2 y 3 del Estudio de Seguridad para:
 - o Indicar explícitamente las bases de diseño aplicadas para cada uno de los parámetros del emplazamiento.
 - o Incluir una justificación adecuada de que los apéndices A del 10CFR100 y 10CFR50, en sus versiones vigentes al 31/12/2006, forman parte de las bases de licencia de la central.
 - o Incluir la caracterización numérica de los espectros horizontal y vertical de los terremotos de diseño.
- Realizar nuevos cálculos de capacidad de refrigeración de los elementos combustibles en la piscina de combustible gastado que cubran el periodo hasta la fecha para la que se ha solicitado la autorización de explotación, teniendo en cuenta que la temperatura máxima a mantener en la piscina es 60º con la máxima carga térmica y el peor fallo simple de componente activo postulable, tal como indica la Guía Reguladora RG-1.13, rev. 2 "*Spent Fuel Storage Facility Design Basis*".
- La página 9.1-42 se modificará para reflejar que los análisis de seguridad realizados cubren el periodo hasta la fecha para la que se ha solicitado la autorización de explotación.
- En el apartado 9.1.5 "Referencias" se incorporarán las correspondientes a los nuevos cálculos realizados para mantener la piscina a 60º con núcleo completo descargado y fallo simple de los sistemas de refrigeración. Asimismo se añadirá como referencia la Guía Reguladora RG-1.13, rev. 2.
- Las tablas 9.1-2 a 9.1.5 se actualizarán considerando los nuevos análisis de pérdida de refrigeración e inventario, con y sin las compuertas retiradas y núcleo recién descargado, para el escenario de continuidad.
Asimismo, se incluirá la siguiente condición:
- Presentar antes de la carga de combustible un plan sistemático para mantener actualizada la información del capítulo 2 "Características del emplazamiento", con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja a lo largo del tiempo la situación actual del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño asociadas.

3.4.2 Reglamento de Funcionamiento (RFO), revisión 24D

Como consecuencia de las conclusiones de la evaluación por parte del CSN de la propuesta de revisión 24A del Reglamento de Funcionamiento presentada junto con la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE), el titular emitió sucesivamente las revisiones 24B y 24C.

Finalmente, tras la introducción de las últimas observaciones del CSN, NN ha presentado ante el Minetur la propuesta de revisión 24D que sustituye y anula la versión 24A inicialmente enviada.

Por parte de las áreas del CSN se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones realizadas han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 24D del Reglamento de Funcionamiento es aceptable.

3.4.3 Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), revisión 34F

La propuesta de revisión 34F ha sido realizada por el titular en base a la revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) que se encontraba en vigor durante la última autorización de explotación (revisión 33) y recoge y adapta la propuesta de revisión 34E, incorporando los comentarios del CSN a esta última revisión.

Conceptualmente refleja la situación de la central en el momento actual, incorporando los cambios aplicables asociados a las modificaciones de diseño sobre el SBGTS, aislamiento de contención, puente grúa del edificio del reactor y diversos cambios editoriales. También recoge las modificaciones derivadas de las nuevas curvas Presión-Temperatura de la vasija, aprobadas por resolución del Minetur del 17 de noviembre de 2015 y de la sustitución de relés de mínima tensión. Por último, modifica los apartados relativos a la composición mínima del turno en sala de control y en el emplazamiento.

Las evaluaciones del CSN fueron realizadas sobre la propuesta de revisión 34E y las conclusiones de las mismas fueron transmitidas al titular. Una vez emitida por el titular la nueva propuesta de revisión de las ETFM, por parte del Jefe de Proyecto se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones del CSN han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 34F de las ETFM es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), NN ha asumido los siguientes compromisos que se incorporarán en la revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) que el titular editará antes de la carga de combustible:

- En el apartado 4.1 de las ETFM “Situación del emplazamiento”, se incorporará la misma localización geográfica que recoge el Estudio de Seguridad.
- En la Base B3.3.9.2 “Sistema de vigilancia sísmica” se corregirá la redacción existente para hacerla consistente con el Plan de Emergencia Interior, sustituyendo “...caracterizar la clase de emergencia...” por “...identificar la categoría de emergencia...”.

3.4.4 Plan de Emergencia Interior (PEI), revisión 11Dr1

Como consecuencia de las conclusiones de la evaluación por parte del CSN de la propuesta de revisión 11A del Plan de Emergencia Interior (PEI) presentada junto con la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE), el titular emitió posteriormente la revisión 11D. Finalmente, tras la introducción de las últimas observaciones del CSN, NN ha presentado ante el Minetur la propuesta de revisión 11Dr1 que sustituye y anula las versiones anteriores.

Por parte del CSN se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones realizadas han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 11Dr1 del Plan de Emergencia Interior (PEI) es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), NN ha asumido el siguiente compromiso que se incorporará en la revisión del Plan de Emergencia Interior (PEI) que el titular editará antes de la carga de combustible:

- Se incorporará en el punto 1.2 del PEI la misma localización geográfica del emplazamiento que recoge de modo más preciso el Estudio de Seguridad.

3.4.5 Manual de Garantía de Calidad (MGC), revisión 14C

Como consecuencia de las conclusiones de la evaluación por parte del CSN de la propuesta de revisión 14A del Manual de Garantía de Calidad (MGC) presentada junto con la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE), el titular emitió la propuesta de revisión 14B que sustituye y anula la versión 14A inicialmente enviada.

Por parte del CSN se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 14B del Manual de Garantía de Calidad es aceptable. Posteriormente, con nº de registro 43788/16, se ha recibido en el CSN la propuesta de revisión 14C del MGC que sustituye y anula la versión anterior, corrigiendo erratas editoriales que no modifican las conclusiones de la evaluación de la propuesta de revisión 14B.

3.4.6 Manual de Protección Radiológica (MPR), revisión 10B

Como consecuencia de las conclusiones de la evaluación por parte del CSN de la propuesta de revisión 10A del Manual de Protección Radiológica (MPR) presentada junto con la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE), el titular ha presentado ante el Minetur la propuesta de revisión 10B que sustituye y anula la versión anterior.

Por parte del CSN se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones realizadas han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 10B del Manual de Protección Radiológica es aceptable.

3.4.7 Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, revisión 0B

De la evaluación por parte del CSN del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG), se concluye que la propuesta de revisión 0A es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), NN ha asumido los siguientes compromisos que se incorporarán en la revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG) que el titular editará antes de la carga de combustible:

- La nueva revisión del PGRRCG actualizará los programas de seguridad relacionados con la gestión de residuos de media y baja actividad que se realizarán en los próximos cinco años, identificando sus plazos de implantación.
- El punto 3.2 aclarará que la sección de la piscina prevista para cargar el contenedor de combustible debe acondicionarse, dado que actualmente “no está preparada” al estar este hueco ocupado por los bastidores de filtros y TG-1.
- La tabla 16, así como el resto del texto, omitirá las referencias a las fechas de recarga previstas, indicando el número del ciclo o de recarga previsto.
- El punto 3.6 se modificará para indicar que tanto el ATI como el ATC son modalidades de gestión temporales.
- La ficha del Anexo III “CANAL DE COMBUSTIBLE (sin instalar en elemento combustible)” especificará el lugar de almacenamiento de estos residuos, considerando que los 104 huecos para combustible se ocuparían en la recarga de re arranque y que se generarían 25 por ciclo.
- Se reflejará que las 12 varillas de combustible fresco almacenadas en un edificio de protección radiológica no son un residuo y se identificará la gestión prevista para estos elementos.
- Se aclarará que en el interior del reactor se encuentran 97 barras de control, 97 tubos guía y 22 cadenas de detector LPRM, que están considerados como materiales estructurales mientras permanezcan en la vasija y que pasarán a ser considerados residuos especiales cuando sean extraídos.
- Se incorporará el esqueleto del elemento combustible situado en la piscina en el listado de residuos especiales y en las fichas de residuos.
- Se incluirá el número de canales de combustible almacenados (14) en la ficha de cofres del EAMU y se revisará el campo “componente asociado a un E.C.”.

Posteriormente, con nº de registro 43788/16, se ha recibido en el CSN la propuesta de revisión 0B del PGRRC que sustituye y anula la versión anterior, corrigiendo erratas editoriales que no modifican las conclusiones de la evaluación de la propuesta de revisión 0A.

3.4.8 Plan de Protección Física, revisión 7B

Como consecuencia de las conclusiones de la evaluación por parte del CSN de la propuesta de revisión 7A del Plan de Protección Física (PPF) presentada como documentación soporte a la solicitud de prórroga de la autorización de protección física de CNSMG (nº de registro 8929/14), el titular ha presentado ante el Minetur la propuesta de revisión 7B del Plan de Protección Física que sustituye y anula la versión 7A inicialmente enviada.

Por parte del CSN se ha procedido a comprobar que los aspectos pendientes de las evaluaciones realizadas han sido correctamente incorporados, concluyéndose que la propuesta de revisión 7B del Plan de Protección Física es aceptable, con la siguiente condición:

- La revisión 7B del Plan de Protección Física entrará en vigor a partir de la renovación de la autorización de explotación, excepto en aquellos aspectos de protección física asociados al ATI que serán de aplicación a partir del momento en que se otorgue la autorización de puesta en servicio del citado Almacén Temporal Individualizado.

La anterior conclusión no se incluye en el condicionado de la propuesta de informe del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación ni en las ITC asociadas, ya que la autorización de protección física requiere una PDT específica que se ha emitido simultáneamente con la presente Propuesta de Dictamen Técnico. Por el mismo motivo, tampoco se ha incluido en la carta de compromisos del titular de ref. NN/CSN/160/2016.

4. MODIFICACIONES

- Modificación del impacto radiológico de los trabajadores: NO
- Modificación física: Sí

Se han realizado las modificaciones de diseño descritas en los diferentes apartados de la presente Propuesta de Dictamen Técnico. Asimismo, se implantarán las Modificaciones de Diseño que se relacionan en las condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

- Modificación de Bases de Diseño/Análisis de accidentes/Bases de licencia: Sí.

Se modifican las Bases de Diseño de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) sobre las cuales se han realizado o se van a realizar las modificaciones de diseño descritas en la presente PDT.

Se modifican las Bases de Licencia de la Central como consecuencia del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) y del análisis de cumplimiento con nueva normativa dentro del alcance de la RPS.

5. DISCREPANCIAS RESPECTO DE LO SOLICITADO: NO

No existen discrepancias respecto de lo solicitado en cuanto a que se propone informar favorablemente la solicitud de renovación de la Autorización de explotación presentada por el titular, si bien se propone asociar a la misma los límites y condiciones incluidos en el Anexo I, así como las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

6. CONCLUSIONES Y ACCIONES

6.1 Aceptación de lo solicitado: Sí.

Se propone informar favorablemente la renovación de la autorización de explotación solicitada y asociar a la misma los límites y condiciones, así como las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidos en los Anexos I y II, respectivamente, a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

7. REQUERIMIENTOS DEL CSN: SÍ.

Se propone asociar a la nueva autorización de explotación los límites y condiciones, así como las Instrucciones Técnicas complementarias incluidas en los Anexos I y II, respectivamente, a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

8. RECOMENDACIONES DEL CSN: NO.

9. COMPROMISOS DEL TITULAR: SÍ.

El titular ha comunicado al CSN, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16) y que se adjunta como Anexo III a la presente Propuesta de Dictamen Técnico, que llevará a cabo los compromisos allí identificados, y que fueron generados e identificados durante el proceso de evaluación de la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

10. HALLAZGOS: NO.

ANEXO II

Propuesta de Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

CSN/C/SG/SMG/16/02

NUCLENOR, S.A.
C/ Hernán Cortés, 26
39003 – SANTANDER

**ASUNTO: INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN
DE CN SANTA MARÍA DE GAROÑA**

El titular de CN Santa María de Garoña solicitó, el dos de junio de 2014, ante el Ministerio de Industria, Energía y Turismo la renovación de la autorización de explotación.

El Pleno del Consejo, en su reunión de xx de xxx de 20XX, estudió la solicitud, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y acordó informarla favorablemente en base a lo previsto en el artículo 2.b) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Asimismo, acordó establecer a CN Santa María de Garoña las Instrucciones Técnicas Complementarias que se adjuntan.

Contra el presente acuerdo, que pone fin a la vía administrativa, se podrá interponer recurso potestativo de reposición, ante el órgano que lo dicta, en el plazo de un mes desde su notificación, conforme a lo dispuesto en los artículos 123 y 124 de la Ley 39/2015, de 1 de octubre, del Procedimiento Administrativo Común de las Administraciones Públicas, o impugnarlo directamente, mediante recurso Contencioso- Administrativo, en el plazo de dos meses desde su notificación, ante la Sala de lo Contencioso-Administrativo de la Audiencia Nacional, conforme a lo previsto en la disposición adicional cuarta de la Ley 29/1998, de 13 de julio, reguladora de la jurisdicción Contencioso-administrativa.

Madrid, a xx de xxx de 20XX

LA SECRETARIA GENERAL

María Luisa Rodríguez López

INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CN SANTA MARÍA DE GAROÑA

Instrucción Técnica Complementaria nº 1, asociada a la condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Todas las revisiones de los documentos oficiales referenciados en la autorización de explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y sus solicitudes de autorización se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios.

En el caso del Reglamento de Funcionamiento las revisiones que incluyan cambios en la organización de explotación se acompañarán de un documento sobre gestión del cambio con el siguiente contenido: análisis de los cambios organizativos, identificación de los documentos afectados y programa para su actualización, formación requerida por las personas afectadas por los cambios y los planes para su obtención, análisis del impacto de los cambios sobre la capacidad técnica de la organización y descripción del proceso y programa de implantación de los cambios.

Instrucción Técnica Complementaria nº 2, asociada a la condición 3.3 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Los cambios en el Reglamento de Funcionamiento relacionados con los aspectos que se indican a continuación, suponen reducción de requisitos, a efectos de requerir aprobación por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor:

- a) Modificación de la estructura organizativa que afecte a las dependencias jerárquicas o funcionales requeridas en la normativa para unidades que tienen asignadas funciones o responsabilidades en áreas específicas.
- b) Modificación de las funciones o responsabilidades asignadas a la organización de explotación cuando tenga implicaciones en la seguridad nuclear o la protección radiológica en operación normal o en caso de emergencia.
- c) Modificación de la composición o funciones del Comité de Seguridad Nuclear de la central (CSNC) o del Comité de Seguridad Nuclear del explotador (CSNE).
- d) Modificación de los programas de formación y reentrenamiento del personal con licencia o del personal con funciones en la organización de respuesta del titular en caso de emergencia, cuando tengan impacto en la cualificación específica requerida para este personal.
- e) Modificación de la relación de informes o notificaciones a remitir a la administración o de libros o registros que documentan la ejecución de actividades relacionadas con la seguridad y la protección radiológica de la central o del contenido establecido para esos documentos.

Instrucción Técnica Complementaria nº 3, asociada a la condición 3.4 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Los cambios del Manual de Garantía de Calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- a) Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.
- b) Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados por el Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital como consecuencia de un dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.
- c) Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.
- d) Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones.

Instrucción Técnica Complementaria nº 4, asociada a la condición 3.5 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Los aspectos que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear del Manual de Protección Radiológica antes de su entrada en vigor:

- a) Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.
- b) Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.
- c) Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada.
- d) Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.
- e) Aspectos de organización relacionados con la dependencia funcional del Jefe de Servicio de Protección Radiológica de la Dirección de la instalación.

Instrucción Técnica Complementaria nº 5, asociada a la condición 3.6 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

- a) Generación de tipos de residuos que difieran en su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.
- b) Selección de vías de gestión de los residuos radiactivos o del combustible gastado diferentes de las previstas en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado o que supongan la alteración de los compromisos adquiridos por el titular en relación con las actuaciones de gestión.
- c) Modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de los residuos radiactivos generados o en las actividades de gestión de los mismos o variaciones de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas.
- d) Las modificaciones en la metodología para la clasificación de la instalación en zonas de residuos que afecten a los criterios para su establecimiento, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones temporales de las zonas y su retorno a la clasificación inicial, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones definitivas de las zonas.
- e) Las modificaciones que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como “zona de residuos radiactivos” a una zona clasificada como “zona de residuos convencionales”.

Instrucción Técnica Complementaria nº 6, asociada a la condición 4.1 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El informe anual de experiencia operativa propia y ajena, contendrá lo siguiente:

- a) Sucesos internos.

Se presentará una tabla de todos los sucesos notificados en el año, haciéndose constar referencia del ISN, fecha, título del suceso y, para cada uno, descripción somera de las acciones correctoras o correctivas y estado de implantación de cada una de ellas.

- b) Sucesos en otras centrales nucleares españolas.

Se presentará una tabla de todos los sucesos emitidos por otras CC.NN. españolas en el año, que se han considerado aplicables con el mismo contenido que la anterior. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de

emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable. Cuando resulte no aplicable, se indicará el criterio de exclusión.

c) Experiencia externa.

Se presentará una tabla resumen de las experiencias recibidas de los organismos que se citan posteriormente en el año, que se han analizado. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable.

Los distintos tipos de experiencias externas a considerar son:

- INPO Event Reports Level 1 (IER-1), equivalentes a los antiguos Informes Significativos de Experiencia Operativa (SOER), emitidos por el Instituto de Operaciones Nucleares (INPO).
- INPO Event Reports Level 2 (IER-2), equivalentes a los antiguos Informes de Sucesos Significativos (SER), emitidos también por INPO.
- Notificaciones de defectos e incumplimientos de suministradores, en aplicación del 10CFR parte 21, remitidos a la US Nuclear Regulatory Commission (NRC) sobre componentes, equipos y servicios suministrados al explotador.
- Recomendaciones escritas de los suministradores relativas a componentes, equipos y servicios de seguridad.

d) Experiencias cuya evaluación haya sido requerida formalmente por el CSN.

En los cuatro apartados anteriores:

- Para cada experiencia, sea interna o externa, requerida por el CSN, se presentará un análisis individualizado, donde se reflejará un breve resumen de la experiencia, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el explotador y, la descripción, estado de implantación de cada acción correctora o correctiva asociada, fecha de cierre o fecha prevista de cierre, según su estado, y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto.
- Se presentará el estado de las experiencias correspondientes, no cerradas en informes anuales previos y su análisis individualizado.
- Una experiencia se considerará cerrada cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctivas derivadas de ella, incluyendo las de formación y la actualización de los documentos oficiales de explotación.
- Para cada acción correctiva pendiente se incluirá una fecha estimada de cierre.

Instrucción Técnica Complementaria nº 7, asociada a la condición 4.2 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El informe anual sobre nueva normativa incluirá el análisis sistemático de los documentos que se mencionan a continuación:

- a) Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nacional y protección radiológica
- b) Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear
- c) Requisitos formulados por el organismo regulador de los EE.UU. (NRC), en particular:
 - Modificaciones de los apartados de la parte 50 y 100 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EE.UU. requeridas por el CSN.
 - Cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes.
 - Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes.
 - Órdenes genéricas de la NRC (global, suministrador, tecnología).
- d) Otros documentos emitidos por el organismo regulador de EE.UU. y que no son emitidos con carácter de requisito normativo, aunque se solicita del titular un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación a la instalación:
 - Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC, que forman parte de las bases de licencia de la central.
 - Nuevas guías reguladoras (RG) que se emitan como consecuencia de cambios o nuevos requisitos formulados por el organismo regulador de EE.UU., y cuyo cumplimiento haya sido requerido por el CSN.
 - Otras guías reguladoras (RG) distintas de los dos categorías anteriores, que el titular considere de especial interés la aplicación a su instalación, sin que formen parte de sus bases de licencia.
 - Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentren dentro de los siguientes objetivos:
 - Endosar posiciones de la industria
 - Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC

Para cada nuevo requisito/recomendación emitido durante el periodo que cubre el informe, así como aquellos correspondientes a años anteriores que se encontraban pendientes de cierre en el informe anterior, se presentará un análisis individualizado. Dicho análisis contendrá al menos la referencia, fecha, título, un resumen del requisito/recomendación, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el titular identificando antecedentes si los hubiera (a excepción de las modificaciones al 10 CFR 50 y 100 requeridas por el CSN, que son siempre aplicables), el estado abierto o cerrado y en su caso, las acciones correctoras previstas o ejecutadas indicando el estado de cada una, la fecha de compromiso para el cierre y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto. En el caso de que las acciones correctoras consistan en la realización de estudios o análisis deberá indicarse el resultado de los mismos una vez finalizados.

Así mismo, el informe anual de normativa incluirá una tabla histórica ordenada por tipo de requisito/recomendación y fecha de emisión, haciendo constar para cada uno su referencia, fecha, título, y el estado (abierto o cerrado) del mismo. Para el caso de las guías reguladoras y sus revisiones, se incluirá un listado completo de aquellas que formen parte de las bases de licencia de la central, y de aquellas otras que considere de aplicación sin formar parte de las bases de licencia, especificando esta distinción; realizándose un análisis retrospectivo con el alcance que se haya definido en el marco de la RPS, actualizándose el listado de RG en el siguiente Informe Anual tras su finalización. Se incluirá una tabla retrospectiva completa de los RIS emitidos.

Un requisito/recomendación se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctoras derivadas de él, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, a excepción del Estudio de Seguridad para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.

Instrucción Técnica Complementaria nº 8, asociada a la condición 4.4 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El informe anual sobre resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación definido en la condición 4.4 contendrá lo siguiente:

- a) Resumen de la dosimetría externa (oficial): Distribución de las dosis anuales de acuerdo al formato de la tabla adjunta, que se desglosará para personal de plantilla, de contrata y total.

(*) Nivel de registro. El nivel de registro establecido para la dosimetría de termoluminiscencia es 0,1 mSv/mes. Los valores inferiores a dicho nivel de registro se computarán como cero a efectos de contabilización de dosis.

Intervalo de dosis (mSv/a)	Número de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.)
Dosis < N.R. (*)		
N.R. < Dosis < 1.00		
1.00 < Dosis < 2.00		
2.00 < Dosis < 3.00		
3.00 < Dosis < 4.00		
4.00 < Dosis < 5.00		
5.00 < Dosis < 6.00		
6.00 < Dosis < 10.0		
10.0 < Dosis < 20.0		
20.0 < Dosis < 50.0		
Dosis ≥ 50.00		
Total		
Total (dosis < 20 mSv/a)		
Total (dosis < 50 mSv/a)		
Total (dosis > N.R.)		

- b) Resumen de la dosimetría interna: Resultados obtenidos en el programa de vigilancia mediante medida directa de la radiactividad corporal:
- Número total de controles realizados.
 - Número total de trabajadores controlados.
 - Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de registro.
 - Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de investigación.
- c) Análisis de las tendencias en los últimos cinco años de explotación de los indicadores que se relacionan a continuación. En dicho análisis se incluirá además de los datos solicitados, la información adicional que resulte pertinente (hechos destacables, circunstancias de explotación, etc.) para interpretar dichas tendencias:
- 1) Dosis colectiva anual.
 - 2) Dosis colectiva anual por producción de energía (mSv.p/MWh).
 - 3) Dosis colectiva (dosimetría operacional) en la parada de recarga.
 - 4) Número de trabajadores de contrata en la parada de recarga (y porcentaje que representa sobre el total de trabajadores).
 - 5) Horas x hombre empleadas en la parada de recarga.
 - 6) Dosis colectiva por hora x persona en la parada de recarga.
 - 7) Tasas de dosis en las localizaciones de la tabla 3.A (BWR) o 3.B (PWR) de la Guía de Seguridad GS-1.5 del CSN "Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera".
- d) Los datos correspondientes a los apartados a, b, c1 y c2 anteriores deberán remitirse al CSN no más tarde del 20 de febrero de cada año natural, para facilitar la preparación del Informe Anual del CSN al Congreso y al Senado.

Instrucción Técnica Complementaria nº 9, asociada a la condición 4.5 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El contenido del informe anual sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado definido en la condición 4.5 deberá ajustarse a lo indicado en el apartado 6 de la Guía de Seguridad 9.3 del CSN.

Instrucción Técnica Complementaria nº 10, asociada a la condición 4.6 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El informe anual sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal, definido en la condición 4.6, contendrá tres apartados: el primero sobre el programa de formación y entrenamiento continuo a impartir durante el año en curso a personal con licencia de operación (operadores y supervisores); el segundo indicando la formación efectiva que durante el año anterior ha realizado el personal con licencia de operación; y el tercero para recoger la formación impartida

al personal sin licencia que trabaje para la central y cuyas funciones estén relacionadas con la operación segura de la planta.

Instrucción Técnica Complementaria nº 11, asociada a la condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El titular, en el plazo de dos años desde la recepción de las presentes Instrucciones Técnicas Complementarias, revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad, para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central relativas al emplazamiento.

Además, en el mismo plazo, deberá presentar un plan sistemático para mantener actualizada la información de este capítulo, con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja la situación actualizada del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas. La primera actualización que se realice según el plan, se incluirá en la siguiente revisión ordinaria del Estudio de Seguridad que se efectúe con posterioridad a la indicada en el párrafo anterior.

Instrucción Técnica Complementaria nº 12, asociada a la condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

El titular remitirá al CSN, en el plazo de seis meses desde la recepción de las presentes Instrucciones Técnicas Complementarias, una revisión del documento de la Revisión Periódica de la Seguridad correspondiente al período comprendido entre el uno de enero de 2008 y el 31 de diciembre de 2012, en la cual se hayan incorporado las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN.

Instrucción Técnica Complementaria nº 13, asociada a la condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación, en lo relativo a la Normativa de Aplicación Condicionada.

1. El titular deberá incorporar a la Base de Licencia de la central nuclear Santa María de Garoña la normativa siguiente:
 - a) RG-1.218 revisión 0 “Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants”.
 - b) RG-1.82, revisión 4. “Water Sources for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”.
 - c) RG-1.09 revisión 4, “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants”, para su aplicación a futuras modificaciones del sistema de los generadores diésel de emergencia.
 - d) IEEE Std. 765-2006 “Standard for Preferred Power Supply (PPPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS), para su aplicación a futuras modificaciones del sistema de alimentación eléctrica exterior.
 - e) RG-1.21 revisión 2, “Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste”, para su aplicación a futuras modificaciones del sistema de toma de muestras de efluentes líquidos y gaseosos.

Las modificaciones del Estudio de Seguridad derivadas de los cambios en la Base de Licencia se incorporarán al mismo en una revisión que será presentada por el titular al Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de 18 meses desde la fecha de concesión de la autorización de explotación.

2. El titular remitirá al CSN, en el plazo de seis meses desde la fecha de recepción de las presentes Instrucciones Técnicas Complementarias, una revisión del documento presentado para el cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria sobre la Normativa de Aplicación Condicionada, incorporando el análisis de la norma ANSI-13.1 "Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive substances From the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities", de 1969.
3. El titular realizará las actuaciones que se indican a continuación en relación con normas específicas:
 - a) ASME N511-2007 "In-service Testing of Nuclear Air Treatment, Heating, Ventilation and Air-conditioning Systems, 2007".
 - i. El titular implantará, antes de la carga de combustible, un programa de pruebas que cumpla con la norma ASME N511-2007 para todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad, y revisará el documento "Programa de pruebas periódicas de sistemas HVAC relacionados con la seguridad" de ref. MM-90-019, rev. 1 relacionando, para cada uno de los sistemas, todos sus equipos de ventilación y la justificación de la selección de equipos de ventilación incluidos y excluidos.
 - ii. Se justificarán detalladamente para cada componente las desviaciones al cumplimiento con la norma ASME N511-2007 y, en su caso, las propuestas alternativas. Asimismo, se explicará el alcance de cada una de las pruebas a realizar en los equipos y se justificará que las mismas cubren el alcance de las pruebas requeridas por la norma ASME-N511-2007.
 - b) Guía Reguladora de la U.S. Nuclear Regulatory Commission RG-1.204 rev.0, "Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants".

El titular llevará a cabo la evaluación de la protección de edificios y estructuras frente a rayos, teniendo en cuenta la RG-1.204 o normativa equivalente, e implantará las modificaciones que pudieran derivarse de la misma en el plazo de 18 meses a partir de la concesión de la autorización de explotación.

- c) Guía Reguladora de la U.S. Nuclear Regulatory Commission RG-1.211 rev.0, "Qualification of Safety-related Cables and Field Splices for Nuclear Power Plants".

Antes de la carga de combustible, el titular deberá incluir en el Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT) de calificación ambiental de equipo eléctrico y de instrumentación, como requisito necesario para extender la vida calificada de los cables más allá de los 40 años, el establecimiento de un programa de vigilancia de la condición de

los mismos según el método y las técnicas aceptados recogidos en la RG-1.218 "Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants.

- d) Guía Reguladora de la U.S. Nuclear Regulatory Commission RG-1.45 rev.1, "Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage Detection Systems".
- i. La revisión 1 de la RG-1.45 pasará a formar parte de las bases de licencia de la central, con excepción de las posiciones reguladoras C2.1 y C4.1.
 - ii. Posición C2.2: El titular deberá llevar a cabo las modificaciones oportunas para asegurar que la instrumentación del sumidero de suelos permite la detección de 1 gpm en 1 hora. Además, el titular deberá contemplar en sus procedimientos los posibles reajustes a llevar a cabo en dicha instrumentación, a lo largo de la operación de la central y en función de la fuga operacional del pozo seco, de modo que la sensibilidad de la detección se garantice en todo momento.
 - iii. Posición C2.3: El titular deberá implantar un sistema de vigilancia de radiactividad ambiental del pozo seco debida a partículas, que disponga de una capacidad de detección de 1 gpm en 1 hora. Además, deberá reanalizar la ETFM 3.4.6 vigente con el objeto de determinar la conveniencia de incluir en la misma el método de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas.
 - iv. Posición C3.2 (ii): El titular deberá establecer un límite en el tiempo de indisponibilidad del nuevo sistema de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco. El tiempo de indisponibilidad deberá ser coherente con lo indicado en el NUREG 1433 rev.1 En caso de que el titular decida no incluir el sistema de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas en las ETFM, lo deberá incluir en el Manual de Requisitos de Operación (MRO).
 - v. Posición C3.3: El titular deberá incorporar alarmas, registros y tarados adecuados para el sistema de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco debida a partículas.
- Las acciones anteriores deberán estar implantadas antes de la carga de combustible.

- e) Guía Reguladora de la U.S. Nuclear Regulatory Commission RG-1.13 rev.2, "Spent Fuel Storage Facility Design Basis ".

El límite de temperatura máxima del agua de la piscina será de 60°C, según indica la revisión 2 de la RG 1.13.

- f) NUREG-0800, Branch Technical Position 6-4 de la U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Containment Purging During Normal Plant Operations ".
- i. Las válvulas de purga de más de 8" de diámetro que no se vayan a abrir en operación normal a potencia (modos 1 a 3, con la integridad de la contención requerida), deberán estar enclavadas cerradas, verificándose dicho enclavamiento con las revisiones periódicas de posición que se realizan a través de los requisitos de vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM).
 - ii. El titular incorporará, antes de la carga de combustible, unas rejillas en las líneas de aporte de nitrógeno de 2" que protejan contra el arrastre de residuos impulsados por el LOCA que puedan impedir el cierre adecuado de las válvulas que se encuentren abiertas

en operación normal. Dichas rejillas deberán tener las mismas características constructivas de las propias líneas en las que irán insertadas.

- iii. El titular instalará, antes de la carga de combustible, rejillas protectoras en las líneas del venteo de la contención que puedan abrirse excepcionalmente durante la operación normal, conforme al procedimiento IOP- 1600-007 “Venteo normal de la contención primaria” para proteger contra el arrastre de residuos en caso de LOCA, garantizando el cierre y estanqueidad de estas válvulas.

Instrucción Técnica Complementaria nº 14, asociada a la condición 9 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Antes de la carga de combustible nuclear en el reactor, el titular deberá completar las actuaciones siguientes:

1. En relación con la Revisión Periódica de la Seguridad, establecer un programa de organización y factores humanos acorde a las previsiones de explotación de la central y al estado de desarrollo actual de estos programas. El citado programa estará dotado suficientemente en recursos organizativos, humanos y materiales, e identificará las actuaciones de refuerzo y mejora que se requieran.
2. Completar la adaptación a la Instrucción del Consejo IS-30 “Requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares”, revisión 2, habiendo finalizado la implantación de las modificaciones de la central necesarias para ello.
3. Implantar las siguientes modificaciones de diseño de la central, incluidas en el programa de actuaciones derivado de la pruebas de resistencia post-Fukushima:
 - a. Sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC).
 - b. Centro alternativo de gestión de emergencias (CAGE).
 - c. Instalación de recombinadores de hidrógeno pasivos autocatalíticos en el interior de la contención (PAR).
4. En relación con la gestión de grandes cantidades de agua contaminada y estrategias de trasvase, además de finalizar las actividades programadas, realizar una prueba que permita validar en su conjunto la guía de gestión de residuos líquidos en caso de emergencia, y comprobar que las zonas de almacenamiento temporal son capaces de recoger la escorrentía antes de que se inicie el bombeo desde las mismas, así como la efectividad de dicho bombeo hacia las zonas de almacenamiento definidas en la guía. Los resultados obtenidos serán remitidos al CSN.
5. En relación con la capacidad de extracción de calor residual en la hipótesis de pérdida de la disponibilidad de agua del río Ebro:
 - a. Disponer de un volumen de agua en un almacenamiento seguro y accesible que permita garantizar la refrigeración de la planta durante al menos siete días, tras la ocurrencia de un suceso más allá de la base de diseño. Para ello, se desarrollará y se remitirá al CSN una propuesta de estrategia con los cálculos actualizados de agua disponible que la soporten,

teniendo en cuenta la problemática asociada a la disponibilidad y facilidad de uso de equipos en el emplazamiento para ser utilizados durante un periodo prolongado de tiempo.

- b. Desarrollar procedimientos para aplicar la citada estrategia y llevar a cabo el entrenamiento del personal implicado. Asimismo se deberán establecer procedimientos de vigilancia y mantenimiento que garanticen el inventario previsto de agua.
 - c. Verificar que la presencia de agua en las piscinas del edificio del reactor durante operación normal no afecta a otros análisis de seguridad, como la prevención de inundaciones internas y el margen sísmico de las estructuras asociadas.
 - d. Instalar la bomba diésel fija prevista para aportar agua al condensador de aislamiento desde el tanque de condensado, en situaciones de pérdida total de suministro eléctrico (SBO) prolongada.
6. En relación con el cumplimiento del criterio 19.4 sobre disposición de instrumentación y equipos de control de la Instrucción del Consejo IS-27, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares:
- a. Para las situaciones particulares que, de producirse en el intervalo de tiempo anterior a la realización de la transferencia, podrían llevar a daños en lazos de corriente y termorresistencias de los circuitos de instrumentación, implantar las soluciones propuestas basadas en separación física o en aislamiento eléctrico.
 - b. Realizar pruebas, consultas con los fabricantes o modificaciones de diseño que permitan descartar daños en las válvulas piloto de actuación de las válvulas de alivio con función ADS para el caso que resulte en la aplicación de una tensión sobre sus solenoides de 120 Vca.
 - c. Revisar el procedimiento de ref. IOG-2-5 “Instrucciones generales de operación. Parada remota de la central (evacuación de la sala de control)”, incorporando los siguientes cambios:
 - i. Incluir el conjunto de instrucciones para la parada fría, del mismo modo en que se contemplan en el procedimiento “Parada remota de la central (evacuación de la sala de control) sin disponibilidad del PPR”, de ref. IOG-2-7.
 - ii. Incluir el posible impacto resultante de las modificaciones que se realicen derivadas del análisis de parada segura, así como las acciones manuales y locales de reposición de los equipos cuyas protecciones hubiesen actuado como consecuencia del incendio.
 - iii. Contemplar las acciones manuales locales que se consideren necesarias para afrontar los fallos espurios más críticos para desempeñar las funciones de parada.
 - iv. Validar el procedimiento de ref. IOG-2-5, una vez revisado.
 - d. Para los supuestos de abandono de la sala de control por causas diferentes a un incendio, realizar y remitir al CSN un análisis de fiabilidad de las acciones humanas contempladas en el procedimiento de ref. IOG-2-7.

- e. Adaptarse a la RG-1.68.2, aplicable a la parada segura, en lo que respecta a las pruebas y demostraciones de los nuevos aspectos del Panel de Parada Remota.
- 7. Ejecutar todos los requisitos de vigilancia de las ETFM y los requisitos de prueba del MRO, incluidos aquellos que por su frecuencia no fueran de obligada ejecución en el momento de la carga del núcleo y aquellos con frecuencias especiales (mayores de 24 meses o regulados por el programa de Inspección en Servicio). Deberán ejecutarse en su alcance completo y las excepciones deberán ser justificadas y documentadas por el titular.
- 8. Presentar al Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital y al Consejo de Seguridad Nuclear una revisión de los documentos oficiales de explotación siguientes, que recoja la situación actualizada de la central en el momento de la carga de combustible:
 - a. Estudio de Seguridad (ES).
 - b. Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM).
 - c. Plan de Emergencia Interior (PEI).
 - d. Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG).

Instrucción Técnica Complementaria nº 15, asociada a la condición 10 del Anexo de Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de la autorización de explotación.

Antes de alcanzar la criticidad del reactor, el titular deberá completar las actuaciones siguientes:

- 1. Seguimiento del estado de las penetraciones de los mecanismos guía de las barras de control (CRDM) en el fondo de la vasija a presión del reactor (VPR).
 - a. Presentar al CSN un plan de inspecciones para las dos siguientes paradas para recarga, que deberá tener un amplio alcance incluyendo, al menos, un 20% de las penetraciones correspondientes a cada una de las diferentes situaciones, penetraciones sin sello con y sin defecto y penetraciones con sello, incorporando en el mismo todas aquellas penetraciones con resultados discrepantes con el modelo en la inspección efectuada en 2015.
 - b. Desarrollar procedimientos de control de la química del agua del reactor, que garanticen razonablemente la eficacia del sistema de inyección de hidrógeno, asegurando que se cumplen los criterios o límites definidos sobre el potencial electroquímico (ECP) y conductividad del agua, el control de los transitorios de conductividad y la disponibilidad del sistema, y definiendo acciones en caso de que no se cumplan los objetivos de disponibilidad del sistema.
- 2. Informar al CSN sobre el cumplimiento del programa propuesto de actuaciones para el restablecimiento de la capacidad técnica del personal requerida para la explotación de la central.

3. Gestión del envejecimiento.

- a. Remitir al CSN la revisión 5 del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), así como la revisión correspondiente del Estudio de Seguridad. El PIEGE incorporará las propuestas de mejora identificadas que afectan a los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) y a los Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT), así como los requisitos derivados de los resultados de los análisis de los LR-ISG (License Renewal Interim Staff Guidance) aprobados por la NRC desde la edición del NUREG-1801 rev. 2 "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report" (GALL2).
- b. El actual programa de gestión de envejecimiento de ref. PGE-29 "vigilancia del envejecimiento de cables eléctricos", deberá dividirse en tres PGE independientes, para cables accesibles, cables de instrumentación, y cables inaccesibles o enterrados, basados en los correspondientes programas del GALL2, de ref. AMP-XI-E1, XI-E2 y XI-E3.
- c. En relación con la resolución de los Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT) para el nuevo periodo de operación solicitado, todos los AEFT relacionados con la fatiga de metales y de contención que requieran una revisión de los cálculos originales que los soportan deberán estar reevaluados.
- d. Definir e implantar un PGE específico para cables eléctricos basado en la vigilancia de la "condición calificada" de los cables. Los cables se seleccionarán en función de su potencial susceptibilidad a la degradación por envejecimiento y a su importancia para la seguridad.

4. Inspección en servicio.

- a. Revisar el Manual de Inspección en Servicio (MISI) correspondiente al 5º intervalo de inspección para incluir el análisis del Information Notice IN-2014.02 "Failure to Properly Pressure Test Reactor Vessel Flange Leak-off Lines" de la US-NRC.
- b. Implantar el programa de inspecciones y pruebas de presión y funcionales correspondientes al 5º intervalo de inspección tal como se define en el MISI aplicable y a lo requerido por el código ASME XI y ASME OM Ed. 2004.
- c. Ejecutar el programa de inspección de las soldaduras de tuberías de acero inoxidable remitido por el titular mediante la carta de ref. NN/CSN/221/2014.

5. Modificar el apartado A5 del anexo III del programa de pruebas de arranque (subida de potencia) para introducir la realización de un conjunto de pruebas suficientes para comprobar la correcta respuesta dinámica de la planta ante transitorios previstos. Las pruebas propuestas serán suficientemente demandantes de los sistemas de la central para demostrar que la respuesta es equivalente a la de antes de la parada prolongada. Esta modificación del programa de pruebas se presentará al CSN con una antelación mínima de nueve meses a la fecha prevista para la criticidad del reactor.

ANEXO IV

IV.1 Relación de informes de evaluación:

- Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)
- Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)
- Instrucción Técnica Complementaria ITC-14-01
- Documentos Oficiales de Explotación (DOE)
- Cumplimiento de Límites y Condiciones

IV.2 Relación de actas de reunión

IV.3 Relación de actas de inspección

IV.1 Relación de informes de evaluación

Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

- CSN/NET/APRT/SMG/1505/931: “Petición de información adicional para la evaluación de la solicitud de renovación de la autorización de explotación”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1507/860: “Informe de evaluación desde el punto de vista de Garantía de Calidad del Capítulo 4 “Comportamiento de equipos” y el Capítulo 9 “sistema de Gestión” de la Revisión Periódica de la Seguridad de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/861: “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Santa María de Garoña. Aspectos relacionados con la Gestión de Vida”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1707/862: “Informe de evaluación de la tercera Revisión Periódica de la Seguridad correspondiente a los años 2008-2012. Capítulo de Mantenimiento”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/867: “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Santa María de Garoña. Aspectos relacionados con Inspección en Servicio”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/870: “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Santa María de Garoña. Aspectos relacionados con la calificación ambiental de equipos”.
- CSN/NET/ARAA/SMG/1507/942: “Evaluación preliminar de los Informes de Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) y Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) de la CN Santa María de Garoña. Gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad”.
- CSN/IEV/INRE/SMG/1508/875: “Informe de evaluación de requisitos de vigilancia en relación con la revisión periódica de la seguridad de la CN Santa Maria de Garoña”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1508/951: “Petición de información adicional para la renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña. Guía Reguladora 1.82 revisión 4”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1509/880: “Evaluación de la respuesta de Nuclenor al Informe CSN/IEV/GACA/SMG/1507/860 Rev. 0 relativo a los Capítulos a4 (Comportamiento de equipos) y 9 (Sistema de gestión) de la Solicitud de renovación de la explotación”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1510/884: “Evaluación de la respuesta de Nuclenor al Informe CSN/IEV/GACA/SMG/1509/880 Rev.0 relativo al Capítulo 4 (Comportamiento de equipos) de la solicitud de renovación de la explotación”.
- CSN/IEV/ARBM/SMG/1510/886: “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de la CN Santa María de Garoña en la relación con los residuos de baja y media actividad”.
- CSN/IEV/AVRA/SMG/1510/901: “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) (2008-2012) asociada a la Renovación de la Autorización de explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña en relación a la vigilancia radiológica ambiental”.

- CSN/IEV/AAPS/SMG/1510/893: “Informe de evaluación del APS de la CN Santa María de Garoña en el marco de la Revisión Periódica de la Seguridad”.
- CSN/IEV/AEON/SMG/1510/897: “Informe sobre el tratamiento de la experiencia operativa en la revisión periódica de seguridad de la central nuclear de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/AEON/SMG/1510/898: “Informe sobre análisis de nueva normativa para la revisión periódica de seguridad de la central nuclear de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1510/903: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del apartado sobre Modificaciones de Diseño de la RPS desde el punto de vista del área INSI”.
- CSN/NET/INEI/SMG/1510/961: “Evaluación de la RPS de CN Santa María de Garoña. Aspectos relacionados con modificaciones de diseño de sistemas eléctricos y de instrumentación y control”.
- CSN/NET/CITI/SMG/1510/963: “Evaluación de las secciones 6 y 8 de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Santa María de Garoña, sobre el APS-209, Otros Sucesos Externos, y el Programa Hidrogeológico de vigilancia y Control”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1511/906: “RPS de CN Santa María de Garoña (cap.4.3.3).- Evaluación de la verificación del diseño sísmico de equipos y dedicación de componente”.
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1511/912: “Evaluación de la RPS de CN Santa María de Garoña. Evaluación del Análisis de Fiabilidad Humana en el Análisis Probabilista de Seguridad”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1511/914: “Evaluación de la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/APRT/SMG/1511/915: “Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) de la central nuclear de Santa María de Garoña en el período comprendido entre 2008 y 2012. Aspectos de protección radiológica operacional.”
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1511/917: “Evaluación de la RPS de CN Santa María de Garoña. Evaluación del programa de cultura de seguridad”.
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1511/921: “Informe de evaluación del Programa de Evaluación y Mejora de la Seguridad en Organización y Factores Humanos presentado en la Revisión Periódica de la Seguridad para la renovación de la Autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña.”
- CSN/IEV/AEIR/SMG/1511/923: “Revisión periódica de la seguridad de la central nuclear Santa María de Garoña (periodo: diciembre 2007-diciembre 2012). Evaluación de los aspectos relativos a los efluentes radiactivos e impacto al público”.
- CSN/NET/ARAA/SMG/1511/973: “Valoración final de la respuesta de CN Garoña a la evaluación preliminar de ARAA sobre los informes de la RPS y la NAC (CSN/NET/ARAA/SMG/1507/942). Gestión del combustible gastado y residuos de alta actividad”.

Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)

- CSN/IEV/INSI/SMG/1504/846: "CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) dentro de la solicitud de renovación de la autorización de explotación. Regulatory Guide 1.13 Rev.2".
- CSN/NET/GACA/SMG/1507/937: "Evaluación de la normativa de aplicación condicionada GL80.02 "Quality assurance requirements regarding diésel generator fuel oil".
- CSN/NET/ARAA/SMG/1507/942: "Evaluación preliminar de los informes de Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) y Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) DE LA CN Santa María de Garoña. Gestión del combustible gastado y residuos de alta calidad".
- CSN/NET/INSI/SMG/1507/945: "CN Santa María de Garoña. Evaluación de la normativa de aplicación condicionada dentro de la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación. ASM N511-2007".
- CSN/NET/INSI/SMG/1507/949: "CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de aplicación condicionada (NAC) dentro de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación. Normas del sistema de purga de la contención".
- CSN/IEV/INSI/SMG/1507/868: "CN Santa María de Garoña. Evaluación del Análisis de Normativa de Aplicación Condicionada. RG Rev.1".
- CSN/IEV/IMES/SMG/1508/952: "Evaluación de la modificación del diseño del centro alternativo de gestión de emergencias (CAGE) desde el punto de vista eléctrico e I&C".
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1508/876: "Evaluación del análisis de CN Garoña de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) dentro de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación del 2014. Aspectos responsabilidad del área de GEMA".
- CSN/IEV/GACA/SMG/1510/885: "Evaluación de la normativa de aplicación condicionada: GL 80.02 "Quality assurance requiremets regarding diésel generator fuel oil"".
- CSN/IEV/ARBM/SMG/1510/894: "Informe de Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de la CN Santa María de Garoña en relación con los residuos de baja y media actividad".
- CSN/IEV/INNU/SMG/1510/895: "Evaluación desde el punto de vista de INNU del Análisis de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) requerido para la renovación de la Autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña".
- CSN/IEV/INSI/SMG/1510/902: "CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) dentro de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación. Normas del Sistema de Purga de la Contención".
- CSN/NET/AEIR/SMG/1510/957: "Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) de la central nuclear Santa María de Garoña: Análisis de los aspectos relativos al tratamiento, vigilancia y control de los efluentes".

- CSN/NET/CITI/SMG/1510/958: “Evaluación del análisis de cumplimiento de la R.G. 1.23 aportado por CN Santa María de Garoña, incluido en el análisis de normativa de aplicación condicionada (NAC,2014)”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1511/909: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada dentro de la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación. Problemática de bloqueo de los filtros de aspiración de los ECCS (RG 1.82 Rev.4)”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1511/924: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de los aspectos pendientes del Análisis de Normativa de Aplicación Condicionada. RG 1.45 Rev.1”.
- CSN/IEV/INEI/SMG/1511/927: “Informe de evaluación de la normativa de aplicación condicionada (NAC) de CN Santa María de Garoña. Sistemas eléctricos y de instrumentación y control”.
- CSN/NET/ARAA/SMG/1511/973: “Valoración final de la respuesta de CN Garoña a la evaluación preliminar de ARAA sobre los informes de la RPS y la NAC (CSN/NET/ARAA/SMG/1507/942)”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1512/977: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) dentro de la solicitud de renovación de la autorización de explotación. Guía Reguladora de la USNRC 1.49 Revisión 4”.
- CSM/NET/INSI/SMG/1605/988: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada dentro de la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación. ASME N511-2007”
- CSN/NET/INSI/SMG/1607/991: “CN Santa María de Garoña. Revisión de conclusiones de la evaluación de la normativa de aplicación condicionada dentro de la solicitud de renovación de la autorización de explotación relativas a la RG-1.82.Rev.4(bloqueo de los filtros de aspiración de los ECCS)”.

Instrucción Técnica Complementaria ITC-14.01

- CSN/IEV/GEMA/SMG/1410/833: “Evaluación de los programas de inspección propuestos por Nuclenor en cumplimiento a los puntos 2 a 5 de la ITC-14/01 sobre requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/AEIR/SMG/1503/926: “Evaluación de la solicitud de autorización del a puesta en servicio del nuevo Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases de la central nuclear Santa María de Garoña, en lo referente a las consecuencias de accidentes”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1503/839: “IEV del Plan de calidad REv.1 del SGBT en CN Garoña”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1504/840: “Informe de evaluación preliminar de la Revisión 1 del Plan de Proyecto y calidad del Centro alternativo de gestión de emergencias CAGE en CN Santa Maria de Garoña”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1504/842: “Informe de evaluación de la Revisión 2 del Plan de calidad para la modificación del SGBT CN Santa María de Garoña”.

- CSN/IEV/IMES/SMG/1504/845: “Informe de Evaluación de la solicitud de autorización de la modificación de diseño: Nuevo Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases. Aspectos mecánicos y estructurales”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1504/845_1: “Informe de Evaluación de la solicitud de autorización de la modificación de diseño: Nuevo Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases. Aspectos mecánicos y estructurales”.
- CSN/IEV/AEIR/SMG/1504/847: “Evaluación de la solicitud de autorización de la puesta en marcha en servicio del nuevo Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases de la central nuclear Santa María de Garoña. En lo referente a las consecuencias radiológicas de accidentes”.
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1504/848: “Evaluación de la ingeniería de factores humanos en la solicitud de modificación del sistema de Reserva de tratamiento de Gases (SBGT) de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/INEI/SMG/1504/929: “Caída de la cubierta del edificio de turbina en caso de incendio, en aspectos eléctricos y de instrumentación, de CN S^a María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1505/850: “Informe de evaluación del nuevo Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases (SBGT) en los temas relacionados con la ventilación. CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1505/852: “CN S^a M^a de Garoña. Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de puesta en servicio de la modificación de diseño de protección de equipos relacionados con la seguridad de la caída de la cubierta de la turbina tras un incendio”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1505/853-1: “Evaluación, de los aspectos dentro del alcance del Área IMES, de la modificación de diseño sobre protección de los equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del Edificio de Turbina tras un incendio de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/MES/SMG/1505/853: “Evaluación, de los aspectos dentro del alcance del Área IMES, de la modificación de diseño sobre protección de los equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del Edificio de Turbina tras un incendio de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1505/854: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de puesta en servicio de modificaciones de diseño sobre el aislamiento de la contención primera”.
- CSN/NET/INEI/SMG/1505/930: “Evaluación de la modificación de diseño del nuevo sistema de reserva de tratamiento de gases (SBGT) desde el punto de vista eléctrico e I&C”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1505/933: “CN Garoña. Evaluación de INSI sobre el nuevo sistema de Reserva de Tratamiento de gases (SBGT)”.
- CSN/NET/CITI/SMG/1505/934: “Valoración de los resultados del Estudio Geotécnico para el edificio SBGT de CN Santa María de Garoña presentado por el titular”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1506/856: “Evaluación de la solicitud de autorización de la central nuclear de Santa María de Garoña para la puesta en servicio de la modificación de sistema de reserva de tratamiento de gases. (SBGT)”.

- CSN/IEV/GACA/SMG/1506/857: “Informe de evaluación de la revisión 2 del plan de proyecto y calidad del centro alternativo de gestión de emergencias CAGE en CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1506/858: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la solicitud de autorización de la Modificación de Diseño de la instalación del Sistema de Venteo Filtrado de la contención”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1507/863: “Informe de Evaluación de la Propuesta de revisión 34Br2 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas, relativa a las Nuevas Curvas P-T de la Vasija del reactor. Central Nuclear de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/865: “Informe de evaluación del Plan de Gestión de Envejecimiento a largo plazo (PGE-LP) tras la actualización del informe PIEGE revisión 4 requerida en cumplimiento del punto 10 de la ITC-14/01 sobre requisitos adicionales a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1507/866: “Evaluación del programa de cumplimiento del 5º intervalo de inspección del MISI, propuesto por Nuclenor en cumplimiento del punto 9 de la ITC-14/01 sobre requisitos adicionales a la solicitud de renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INNU/SMG/1507/869: “Evaluación del Cálculo de la Fluencia Neutrónica para la Determinación de las Nuevas curvas P-T de la Vasija del Reactor de la CN de Garoña”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1507/871: “Evaluación, de los aspectos dentro del alcance del Área IMES, de la modificación de diseño MD 622-3 sobre protección de las compuertas FD-1 y FD-48 frente a la caída de la cubierta del Edificio de Turbina tras un incendio de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1507/938: “Petición de información adicional sobre la modificación de diseño de la instalación de un venteo filtrado de la contención”.
- CSN/NET/GEMA/SMG/1507/939: “Evaluación de los resultados de la fase 1 del programa de inspecciones de penetraciones de accionadores de barras de control (CRD) de la vasija del reactor de la CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1507/941: “CN Garoña. Evaluación de las contestaciones de Nuclenor a las conclusiones de las evaluaciones del CSN”
- CSN/NET/GEMA/SMG/1507/943: “Evaluación del programa de inspección de soldaduras de las tuberías de acero inoxidable basado en el NUREG-0313 Rev.2 propuesto por Nuclenor en cumplimiento del punto 9 de la ITC-14/01 sobre requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/GEMA/SMG/1507/947: “Propuesta de petición de información adicional para la evaluación de la actualización del Plan de Gestión de Envejecimiento a largo plazo (PGE-LP) propuesto por Nuclenor en cumplimiento del punto 10 de la ITC 14.01 sobre requisitos adicionales a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/IMES/SMG/1507/948: “Verificación del diseño mecánico de las tuberías de ventilación del nuevo sistema de reserva de tratamiento de gases (SBGT) en la CN Santa María de Garoña”.

- CSN/NET/INSI/SMG/1507/950: “Petición de información adicional para la renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña sobre los equipos de parada segura y las pruebas de arranque”.
- CSN/IEV/INSI/GENER/1508/577: “Sistemas de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC). Evaluación de las propuestas de las centrales nucleares españolas respecto a los criterios de evaluación del CSN aplicables a las últimas tecnologías disponibles en el mercado”
- CSN/NET/INEI/SMG/1508/952: “Evaluación de la modificación de diseño del centro alternativo de gestión de emergencias (CAGE) desde el punto de vista eléctrico e I&C”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1508/872: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del sistema de ventilación del centro alternativo de gestión de emergencia (CAGE)”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1508/873: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la Modificación de Diseño de la Instalación de Recombinadores Pasivos Autocatalíticos”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1508/877: “Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la modificación de diseño del nuevo CAGE de la central nuclear de Santa María de Garoña en lo relativo a la PCI”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1509/881: “Evaluación del Plan de conservación de equipos durante el periodo de cese de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1509/954: “Evaluación de la respuesta de CNSMG a la petición de información adicional realizada por el APRT (CSN/NET/APRT/SMG/1507/938) relativa a la propuesta de modificación de diseño de la instalación sobre el sistema de venteo filtrado de la contención”.
- CSN/IEV/IMES/SMG/1509/879: “Evaluación, de los aspectos dentro del alcance del Área IMES, de la modificación de diseño MD 622-2 sobre protección de tuberías AFEE sobre Sala de Control del Edificio de Turbina frente a la caída de la cubierta del Edificio de Turbina tras un incendio de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1510/890: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del cumplimiento con el punto 17 de ITC de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01. Alternativa para reforzar la capacidad de extracción de calor residual”.
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1510/900: “Evaluación de la revisión 4 del informe de ingeniería de factores humanos en la solicitud de modificación del sistema de reserva de tratamiento de gases (SBGT) de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/IMES/SMG/1510/959: “Evaluación de los aspectos mecánicos de la solicitud de apreciación favorable de la modificación de diseño del Centro Alternativo de gestión de Emergencias (CAGE) en CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1510/960: “CN Sta. María de Garoña: Evaluación de modificaciones de diseño sobre aislamiento de la contención: MD-616 “Dotar de cierre positivo a la CHKV-2301-71 de HPCI””.
- CSN/NET/INSI/SMG/1510/964: “CN Garoña. Evaluación de las contestaciones de Nuclenor a las conclusiones de las evaluaciones del CSN sobre el SBGT”.

- CSN/IEV/PLEM/SMG/1511/905: “Informe de evaluación de la solicitud de apreciación favorable del CAGE de central nuclear Santa María de Garoña. Medios de comunicación”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1511/908: “Evaluación de los resultados de la Inspección de los Anillos Forjados y de las Soldaduras Circunferenciales de la Vasija del Reactor de CN Santa María de Garoña. Punto 3 y 5 de la ITC, Ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1511/910: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del cumplimiento con el punto 13 de CSN/ITC/SG/SMG/14/01. Revisión del capítulo 6.2 del Estudio de Seguridad”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1511/913: “Informe de evaluación del programa de implantación de los requisitos de las instrucciones técnicas complementarias Post-Fukushima de la CN Santa María de Garoña en el marco de la autorización de explotación en alcance del Área AAPS”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1511/914: “Evaluación de la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1511/916: “Evaluación técnica del requisito adicional 6, sobre formación de personal, de la ITC 14.01 para la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación de SMG”.
- CSN/IEV/INNU/SMG/1511/918: “Evaluación del programa de pruebas de arranque a realizar entre la carga del núcleo y el momento en que se alcance el 100% de potencia (respuesta al punto 19 de la Instrucción Técnica Complementaria de referencia (CSN/ITC/SG/SMG/14/01)”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1511/919: “CN Sta. María de Garoña. Evaluación del punto 22 de la CSN/ITC/SG/SMG/14/01 sobre la prevención y acumulación de gases en sistemas (RIS 2013-09)”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1511/920: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del programa de pruebas de puesta en servicio de ESC y del programa de pruebas previas a la carga de combustible (respuesta al punto 18 de la Instrucción Técnica Complementaria de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14/01”.
- CSN/IEV/OFHF/SMG/1511/922: “Evaluación de la respuesta de CN Santa María de Garoña al punto 7 de la ITC-14.01, relativo a la dotación mínima y restablecimiento de la capacidad técnica de la organización”.
- CSN/IEV/AEIR/SMG/1511/925: “Evaluación de la solicitud de apreciación favorable del Centro Alternativo de Gestión de Emergencia (CAGE) de la CN de Santa María de Garoña. Análisis radiológico de habitabilidad durante un accidente severo”.
- CSN/NET/CITI/SMG/1511/966: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la propuesta de utilizar el sondeo PQ-20 como opción alternativa para reforzar la capacidad de extracción de calor residual. Cumplimiento con el punto 17 de la ITC ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1511/968: “CN Sta. María de Garoña: Cierre de la evaluación de modificaciones de diseño sobre aislamiento de la contención: MD-588 “Motorización de las válvulas manuales V-2-44 A y V-2-44 B””.
- CSN/NET/INSI/SMG/1511/969: “CN Sta. María de Garoña: Cierre de la evaluación de modificaciones de diseño sobre aislamiento de la contención: Análisis del ANSI/ANS 56.2 (VERSIONES 1976 Y 1974)”.

- CSN/NET/SIN/SMG/1511/970: “Evaluación de la propuesta de Nuclenor de revisión del análisis de consecuencias en contención de los accidentes de pérdida de refrigerante”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1511/971: “CN Sta. María de Garoña: Cierre de la evaluación de modificaciones de diseño sobre aislamiento de la contención: MD-617 “Instalación de válvulas de exceso de caudal en líneas de instrumentación que penetran la contención primaria””.
- CSN/NET/INSI/SMG/1511/972: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la Modificación de Diseño de la Instalación de Recombinadores Pasivos Autocatalíticos”.
- CSN/NET/INEI/SMG/1511/974: “Evaluación de la revisión 1 de la Evaluación de Seguridad asociada al diseño del nuevo sistema de reserva de tratamiento de gases (SBGT)”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1511/975: “CN Garoña. Evaluación de pendientes de la propuesta de modificación de ETF relativas al SBGT”.
- CSN/IEV/INNU/SMG/1512/929: “Evaluación de las descargas de masa y energía en el análisis de contención para la actualización del estudio de seguridad”.
- CSN/IEV/INEI/SMG/1512/930: “Informe de evaluación del cumplimiento con el punto 21 de la ITC de renovación de la autorización de explotación de CN Santa María de Garoña relativo a la aplicación del criterio 19.4 de la IS-27 del CSN”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1512/931: “CN Santa María de Garoña. Evaluación del cumplimiento del criterio 19.4 de la IS-27 relativo a los equipos de parada segura. Punto 21 de la ITC-14/01 asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de explotación”.
- CSN/NET/INSI/SMG/1512/976: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la solicitud de autorización de puesta en servicio de la Modificación de Diseño de la instalación de un Sistema de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC)”.
- CSN/NET/INEI/GENER/1601/136: “Valoración de los resultados de las inspecciones realizadas por el Área INEI durante el año 2014 en relación con las ITC-Fukushima. Consideraciones Adicionales”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1601/933: “Evaluación de los resultados de la Inspección de los internos de la Vasija del Reactor de CN Santa María de Garoña. Punto 4 de la ITC, Ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01”.
- CSN/NET/INNU/SMG/1601/980: “Evaluación del cumplimiento del criterio de fallo único para el sistema ADS en CNSM según requisito de la ITC-14-01”.
- CSN/IEV/GEMA/SMG/1602/936: “Evaluación de los resultados de la Inspección de las penetraciones de accionadores de barras de control (CRD) de la Vasija del Reactor de CN Santa María de Garoña. Punto 2 de la ITC, Ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01”.
- CSN/NET/IMES/GENER/1602/103: “Valoración de los resultados de las inspecciones realizadas por el área IMES durante el año 2015 en relación con la respuesta las CC.NN.EE en relación con la adaptación de las ITC post Fukushima”.
- CSN/IEV/AEIR/SMG/1602/937: “Informe de cumplimiento por el titular de la central nuclear Santa María de Garoña de las ITC emitidas por el CSN tras el accidente de Fukushima: Evaluación del Área de AEIR”.

- CSN/IEV/AAPS/SMG/1602/938: “Evaluación de la información incluida en las cartas NN/CSN/268/2015, NN/CSN/278/2015 y NN/CSN/001/2016 asociadas a la solicitud de Renovación de la Autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1602/983: “Solitud de documentación adicional para la evaluación de los aspectos relativos a la protección radiológica de los trabajadores del centro alternativo de gestión de emergencias (CAGE) en la CN S. M. Garoña”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1606/945: “Evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la propuesta de medios alternativos para el cumplimiento de la instrucción IS-30 (NN/CSN032/2016 y NN/CSN/104/2016) Asociada a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1607/989: “Evaluación del documento Guía de medidas de protección radiológica en caso de pérdida de la capacidad de refrigeración de la piscina de combustible gastado”.

Documentos Oficiales de Explotación (DOE)

- CSN/NET/PLEM/SMG/1605/987: “Evaluación de la propuesta de revisión 34E de las ETFM y 32 E de sus bases, en los aspectos relacionados con la gestión de las emergencias”.
- CSN/NET/INSI/MG/1605/986: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la propuesta 34E de las ETFM”.
- CSN/IEV/PLEM/SMG/1605/943: “Informe de evaluación de la revisión del plan de emergencia interior (PEI) de la CN de Santa María de Garoña. Propuesta de revisión 11 Dr1”.
- CSN/NET/OFHF/SMG/1604/985: “Composición mínima del turno de operación en sala de control en CN Santa María de Garoña. Propuesta de ETFS 5.2.2 y 5.2.3 de la revisión 34 E”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1603/940: “CN Santa María de Garoña. Evaluación de la propuesta de revisión 42J del Estudio de Seguridad”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1602/984: “Evaluación de la revisión 42J del Estudio de Seguridad de la central nuclear Santa María de Garoña. Aspectos de protección radiológica operacional”.
- CSN/NET/IMES/SMG/1602/982: “Evaluación, dentro del alcance del área IMES, de la propuesta de revisión 42J del Estudio de Seguridad y de revisión 34E de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y 32E de sus Bases de la central nuclear de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/AAPS/SMG/1602/938: “Evaluación de la información incluida en las cartas NN/CSN/268/2015 Y NN/CSN/001/2016 asociadas a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/ARAA/SMG/1601/979: “Evaluación de la propuesta de revisión 0A del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado de la CN Santa María de Garoña, en lo relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1601/978: “Evaluación de la revisión 10 B del Manual de Protección Radiológica de la central nuclear de Santa María de Garoña”.

- CSN/IEV/OFMG/SMG/1601/934: “Evaluación de la propuesta de reglamento de funcionamiento RF Rev. 24ª de CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1601/932: “Evaluación de los cambios introducidos en la propuesta de revisión 34E de las ETF y en la propuesta de revisión 32E de las bases de las ETF de CN Santa María de Garoña que son competencia del Área de Garantía de Calidad”.
- CSN/NET/CITI/SMG/1511/967: “Evaluación, sobre parámetros del emplazamiento, de documentos oficiales de explotación (ES, ETF, y PEI) presentados por Nuclenor en 2014, con su solicitud de Autorización de explotación para CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/ARBM/SMG/1511/926: “Informe de evaluación del Plan de Gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado para la explotación de la CN Santa María de Garoña en relación con los residuos de baja y media actividad”.
- CSN/IEV/SEFI/SMG/1510/899: “Informe de evaluación sobre la solicitud de autorización de protección física y la revisión 7B del plan de protección física de CN Santa María de Garoña para la fase de explotación”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1510/892: “Informe de evaluación de la propuesta de revisión 24 A del reglamento de funcionamiento para explotación de la CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INEI/SMG/1510/891: “Informe de evaluación de la propuesta presentada por CN Garoña, 34ª de revisión de las Especificaciones de Funcionamiento Mejoradas, 32ª de revisión de las Bases de las Especificaciones Técnicas Mejoradas y 28 A del Manual de Requisitos Operación, en relación con la sustitución de los relés de mínima tensión en barras de emergencia de media tensión”.
- CSN/IEV/GACA/SMG/1510/888: “Informe de evaluación de la propuesta de revisión 14 B del manual de garantía de calidad para explotación de la CN Santa María de Garoña”.
- CSN/NET/INNU/SMG/1509/953: “Petición de Información Adicional necesaria para la evaluación de las solicitudes 34D de cambio de ETFM y 42E de cambios al ES por introducción de barras de control de diseño MARATHON-5S”.

Cumplimiento de límites y condiciones

- CSN/NET/AEON/SMG/1302/864: “Análisis del cumplimiento de las Instrucciones remitidas a CN Garoña por el área AEON”.
- CSN/NET/APRT/SMG/1204/853: “Evaluación de la revisión de la RPS de Santa María de Garoña en cumplimiento de la ITC nº 9. Aspectos de PR Operacional”.
- CSN/NET/AVRA/SMG/1203/852: “Evaluación de la documentación revisada remitida por Nuclenor en cumplimiento de la ITC nº 9 asociada a la renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña en relación a la vigilancia radiológica ambiental”.
- CSN/NET/AEIR/SMG/1202/849: “Evaluación de las modificaciones realizadas en la documentación de CN Santa María de Garoña, presentada en el marco de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación para dar cumplimiento a la Instrucción Técnica Complementaria nº 9”.

- CSN/NET/INSI/SMG/1202/848: "Evaluación de la respuesta del titular a la ITC nº 14".
- CSN/IEV/INSI/SMG/1202/756: "CN Santa María de Garoña Evaluación de los puntos 3, 5, 9, 10, 11, y 12 de la ITC 15 asociada a la renovación de la autorización, de los aspectos pendientes de revisar en inspección de los puntos 4, 7, 8, y 13 y recopilación del estado de cumplimiento por parte del titular con todos los puntos de esta ITC".
- CSN/NET/INEI/SMG/1112/847: "Cierre de temas pendientes relacionados con la ITC Nº 16 asociada a la renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña por un periodo de cuatro años".
- CSN/IEV/AEOF/SMG/1011/731: "Informe sobre el cumplimiento de las ITC 18 y 19 para la revisión periódica de seguridad de la central nuclear de Santa María de Garoña".
- CSN/NET/AEI/SMG/1108/845: "Evaluación de la documentación presentada por CN Santa María de Garoña para dar cumplimiento a la Instrucción Técnica Complementaria nº 9 relativa a la revisión de la documentación presentada con solicitud de renovación de la Autorización de Explotación".
- CSN/NET/AVRA/SMG/1105/841: "Evaluación de la documentación relativa a la ITC nº 9 asociada a la renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña, en relación a la vigilancia radiológica ambiental".
- CSN/NET/APRT/SMG/1005/840: "Acciones derivadas del análisis de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Santa María de Garoña".
- CSN/IEV/ISAM/SMG/1101/736: "Evaluación de la documentación relativa a la ITC nº 14 asociada a la autorización de explotación CN Santa María de Garoña".
- CSN/IEV/SINU/SMG/1011/730: "Evaluación del cumplimiento con la ITC 10 asociada a la renovación de la autorización de explotación concedida el 3 de julio de 2009 a la CN Santa María de Garoña".
- CSN/IEV/CNSMG/SMG/1009/725: "Informe de evaluación del cumplimiento por Nuclenor con las instrucciones técnicas complementarias nº 22, nº 23 y nº 24 asociadas a la renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña".
- CSN/NET/IMES/SMG/1107/842: "Evaluación del cumplimiento con la ITC nº 13 asociada a la renovación de la autorización de explotación.- CN Santa María de Garoña".
- CSN/NET/ISAM/SMG/1007/824: "Evaluación del cumplimiento de la instrucción Técnica complementaria nº 17 asociada a la renovación de la autorización de explotación de la CN de Santa María de Garoña".
- CSN/NET/CITI/SMG/1007/823: "Evaluación del cumplimiento de las ITC nº 11 y nº 12 de la Renovación de Autorización de Explotación en 2009 de CN Santa María de Garoña (Ref. CNSMG/SMG/09/26)".
- CSN/IEV/IMES/SMG/1107/748: "Evaluación del cumplimiento de la ITC nº 17 asociada a la renovación de la autorización de explotación.- CN Santa María de Garoña".
- CSN/IEV/APRT/SMG/1007/719: "Evaluación del informe final de la parada de recarga de CN Santa María de Garoña – Año 2009. Aspectos relacionados con la Protección Radiológica Operacional".

- CSN/IEV/INEI/SMG/1006/717: “Informe de evaluación de la documentación presentada por el titular en respuesta a la instrucción técnica complementaria nº 16, asociada a la autorización de explotación, relativa a mejorar en la separación y el aislamiento eléctrico en la central nuclear de Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/INSI/SMG/1105/746: “CNSMG. Evaluación del cumplimiento con los requisitos nº 4, 6 y 7 de la ITC 15 asociada a la autorización de explotación concedida el 3 de julio de 2009 a la CN Santa María de Garoña”.
- CSN/IEV/AVRA/SMG/1002/710: “Evaluación del programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) de la Central Nuclear de Santa María de Garoña. Campaña 2010”.

IV.2 Relación de actas de reunión

- CSN/ART/CNSMG/SMG/1410/06: Nota de la reunión mantenida entre CSN y Nuclenor el día 6/10/2014 sobre los puntos 2 a 5 de la ITC-14/01 "Documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la Central Nuclear de Santa María de Garoña".
- 2014-12-16 Anexo a la carta NN-CSN-008-2015: Nota de reunión mantenida entre CSN y Nuclenor el 16 de diciembre de 2014, “sobre el punto 20 de la ITC-14-01 documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la CN de Santa María de Garoña, en lo referido al informe de solicitud de autorización de la puesta en servicio del sistema d reserva de tratamiento de gases (SBGT)”
- CSN-ART-IMES-SMG-1507-03: Nota de reunión mantenida entre CSN y Nuclenor el 27 de julio de 2015, “sobre análisis del diseño mecánico del sistema SMGT de CN Santa María de Garoña”.
- 2015-02-11 y 12 RG-1.75 AISLAMIENTO CONTENCIÓN, TECHO TURBINA, 1.75 Acta de reunión mantenida los días 11 y 12 de febrero de 2015 sobre “Los proyectos de mejoras en el aislamiento de contención, protección de equipos de seguridad ante una potencial caída del techo de turbina tras un incendio y, separación de circuitos eléctricos en cumplimiento de la RG-1.75
- 2015-03-17 RELÉS, ABANDONO SALA CONTROL, IS-32, CUMPLIMIENTO FUKUSHIMA, INDISPONIBILIDAD RÍO, CURVAS P-T: Nota de reunión mantenida entre CSN y Nuclenor el 17 de marzo de 2015 “sobre aspectos asociados a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña”.
- 2015-03-23 Y 24. CONSERVACIÓN, PIEGE, ISI, GE-14, DOCUMENTOS RECARGA, GASES EN SISTEMAS, PERSONAL Y FORMACIÓN: “sobre varios apartados de la ITC-14-01 Documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña y otros puntos relacionados con actividades asociadas a la SRAE de Garoña”.
- 2015-03-27 ASPECTOS ESTRUCTURALES CAIDA TECHO TURBINA: “Sobre estructura de protección ante la hipótesis de caída de cubierta en edificios de turbina por efectos del fuego CN Santa María de Garoña”.

- 2015-04-08 FFHH Y CULTURA SEGURIDAD: Nota de reunión mantenida entre CSN Y Nuclenor sobre el apartado 7.2 “Cultura de Seguridad” y 73 “Organización y factores humanos” de la Revisión Periódica de Seguridad.
- 2015-04-08 PAR, SVFC, ANÁLISIS CONTENCIÓN, AGUA CONTAMINADA: Nota de Reunión mantenida entre el CSN y Nuclenor sobre aspectos a asociados a la Solicitud de Renovación de la Autorización de Explotación de la CN Santa María de Garoña.
- 2015-04-09 PLANIFICACIÓN APS, IS-30, REVISIÓN FINAL DOES: Nota de Reunión mantenida entre CSN y Nuclenor sobre la planificación del APS, el cumplimiento de la IS-30 y la revisión de los DOE “Solicitud de Renovación de la Autorización de Explotación de la CN Santa María de Garoña” (SRAE).
- 2015-04-17 ASPECTOS ESTRUCTURALES SBGT: Nota de la reunión entre CSN y NN sobre la estructura del nuevo edificio del SBGT- Central nuclear de Santa María de Garoña.
- 2015-04-17 CAGE: Nota de Reunión mantenida entre CSN Y Nuclenor sobre el punto 15 de la ITC- 14-01 “Documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la CN de Santa María de Garoña”, en lo referido al informe de solicitud de apreciación favorable de la puesta en servicio del Centro Alternativo del Gestión de emergencias (CAGE)
- 2015-06-16 CSN-ART-IMES-SMG-1506-01: Nota de Reunión sobre análisis del diseño mecánico sistema SBGT de CN Santa María de Garoña
- 2015-07-09 CSN-ART-GEMA-1507-02 CALIFICACIÓN AMBIENTAL SOLENOIDES : Nota de reunión entre CSN, Nuclenor y General Electric para la revisión de la documentación soporte de la calificación ambiental de las solenoides de las RV-203-3A/B/C, de CN Santa María de Garoña.
- 2015-07-27 CSN-ART-IMES-SMG-1507-03: Nota Reunión sobre análisis del diseño mecánico sistema SBGT
- 2015-11-05 Nota de Reunión sobre aspectos asociados a la solicitud de apreciación favorable para la puesta en servicio de la modificación de diseño de instalación de recombinaidores pasivos autocatalíticos (PAR)
- 2016-02-01 CSN-ART-CITI-SMG-1602-01 Análisis sísmico y consecuencia de la rotura de la presa del Ebro en CN Santa María de Garoña, Post-Fukushima (ITC14-1)
- 2016-02-03 CSN-ART-CNSMG-SMG-1602-02: Conclusiones de la evaluación sobre SRAE de CN Santa María de Garoña
- 2016-04-11: Resumen del contenido en la CHE el día 11 de abril de 2016. ROTURA PRESA EBRO. REUNIÓN CSN-NN-CHE
- 2016-06-01 CSN-AAPS-SMG-1606-03. Reunión sobre SOLICITUDES AF ALTERNATIVAS IS-30

IV.3 Relación de actas de inspección

- AIN-SMG-14-708: Genérica 2014:ITC post-Fukushima AAPS Incendios
- AIN-SMG-14-710: Genérica 2014:ITC post-Fukushima AAPES Inundaciones
- AIN-SMG-14-714: Inspección material base de la vasija
- AIN-SMG-15-0717: Asistencia a la prueba de la Bomba Portátil de PCI y toma de tiempos de despliegue de mangueras (ITC 2/4)
- AIN-SMG-15-718:Modificación de diseño del SBTG.R.G.- 1.75 Independencia sistemas eléctricos Protección equipos frente a caída techo de turbina tras incendio INEI
- AIN-SMG-15-720: ITC POST-Fukushima INEI
- AIN-SMG-15-722: Modificación de diseño del SBTG-INSI
- AIN-SMG-15-723: Genérica-2015 ITC Post-Fukushima APRT
- AIN-SMG-15-724: SRAE. Inspección de los CRD de la vasija del reactor
- AIN-SMG-15-725: Inspección sobre PIEGE y RPS
- AIN-SMG-15-729: Inspección sobre el plan de conservación de las ESC durante el periodo de cese de operación (punto 1 de la ITC- 14.01)
- AIN-SMG-15-732: Inspección de mantenimiento de APS en el marco de la evaluación de la RPS
- AIN-SMG-15-734: Genérica-2015 ITC Post-Fukushima AEIR
- AIN-SMG-15-735: Inspección sobre factores humanos y organizativos. Puntos 6 y 7 de la ITC- 14.01
- AIN-SMG-15-737: Inspección CRD 2ª fase
- AIN-SMG-15-739: Genérica -2015: PT-IV-210 Efectividad de mantenimiento
- AIN-SMG-15-740: Genérica -2015 ITC Post-Fukushima CITI
- AIN-SMG-16-745: Genérica -2016 ITC Post-Fukushima AAPS Inundaciones
- AIN-SMG-16-750: Genérica 2016:ITC post-Fukushima AAPS Incendios

SUPLEMENTO 1

ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE LAS CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA, DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS Y DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS APLICABLES

- SUPLEMENTO 1.A. Cumplimiento de las condiciones asociadas a la Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha.
- SUPLEMENTO 1.B. Cumplimiento de las condiciones adicionales asociadas a la Orden IET/1453/2012, de 29 de junio, por la que se revoca parcialmente la Orden ITC/1785/2009, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha.
- SUPLEMENTO 1.C. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha (CNSMG/SMG/09/26).
- SUPLEMENTO 1.D. Cumplimiento de las condiciones asociadas a la Orden IET/1302/2013, de 5 de julio, por la que se declara el cese definitivo de la explotación.
- SUPLEMENTO 1.E. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Orden IET/1302/2013, de 5 de julio, por la que se declara el cese definitivo de la explotación (CSN/ITC/SG/SMG/13/01).
- SUPLEMENTO 1.F. Cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación (CSN/ITC/SG/SMG/14/01).
- SUPLEMENTO 1.G. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima.
- SUPLEMENTO 1.H. Cumplimiento de otras instrucciones complementarias emitidas durante el período analizado.
- SUPLEMENTO 1.I. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas emitidas durante el período analizado.

SUPLEMENTO 1.A. Cumplimiento de las condiciones asociadas a la Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha

Con fecha 2 de junio de 2014 y nº de registro 8799 se recibió en el CSN, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas, para su informe preceptivo, la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE). A esta solicitud se adjuntaba, entre otros, el documento “Análisis del cumplimiento de los límites y condiciones establecidos en el anexo de la Orden ITC/1785/2009 (AE-2009), y de las instrucciones técnicas complementarias asociadas”, rev. 0.

Mediante la citada Orden ITC/1785/2009 se acuerda como fecha de cese definitivo de explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña el 6 de julio de 2013 y se otorga a la empresa NUCLENOR, S.A. la renovación de la autorización de explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña, hasta el día 6 de julio de 2013, con los siguientes límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica:

1. *A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de este Permiso y explotador responsable de la Central Nuclear Santa María de Garoña NUCLENOR, S.A.*

Cumplida

2. *La presente Autorización de explotación faculta al titular para:*

- 2.1. *Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidas en el Estudio de Seguridad de la Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociados a las Autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.*

Cumplida

- 2.2. *Operar la central hasta la potencia térmica de mil trescientos ochenta y un megavatios (1381 MWt).*

Cumplida

- 2.3. *Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación.*

Cumplida

3. *La autorización se concede en base a los siguientes documentos:*

- a) *Estudio de Seguridad, Rev. 36 y Suplemento A, Rev. 4.*
- b) *Reglamento de Funcionamiento, Rev. 22.*
- c) *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas, Rev. 22.*
- d) *Plan de Emergencia Interior, Rev. 10.*

- e) *Manual de Garantía de Calidad, Rev. 13.*
- f) *Manual de Protección Radiológica, Rev. 9.*
- g) *Plan de Gestión de Residuos Radiactivos, Rev. 4.*
- h) *Plan de Protección Física, Rev.3.*

La explotación de la central se realizará de acuerdo con los anteriores documentos, en la revisión vigente siguiendo el proceso de actualización que se indica a continuación.

Cumplida

- 3.1 *Las modificaciones o cambios posteriores del Reglamento de Funcionamiento, Especificaciones de Funcionamiento y el Plan de Emergencia Interior, deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.*

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de los documentos mencionados en el párrafo anterior, informando a la Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

Cumplida

- 3.2 *Seis meses después del arranque tras cada parada para recarga, el titular realizará una revisión del Estudio de Seguridad que incorpore las modificaciones incluidas en la central desde el comienzo del ciclo anterior hasta el final de dicha recarga que no hayan requerido autorización según lo establecido en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 y los nuevos análisis de seguridad realizados. Esta nueva revisión será remitida en el mes siguiente de su entrada en vigor a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear.*

Las revisiones del Estudio de Seguridad correspondientes a las modificaciones que requieren autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas, de acuerdo con la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 deberán ser autorizadas simultáneamente con las modificaciones.

Cumplida

- 3.3 *Las modificaciones del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan los compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.*

Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

Cumplida

- 3.4 *Las modificaciones del Manual de Protección Radiológica pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que afecten a normas o criterios básicos de protección radiológica, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.*

Las revisiones del Manual de Protección Radiológica deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

Cumplida

- 3.5 *Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.*

Las revisiones del Plan de gestión de residuos radiactivos deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

Cumplida

4. *En el primer trimestre de cada año natural, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear informes sobre los siguientes aspectos, con el alcance y contenido que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto:*

- 4.1 *Experiencia operativa propia y ajena que sea de aplicación a la instalación, describiendo las acciones adoptadas para mejorar el comportamiento de la misma o para prevenir sucesos similares.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe requerido en el plazo establecido.

- 4.2 *Medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales e internacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país de origen del proyecto. En este último caso se incluirá un análisis de aplicabilidad a la central de los nuevos requisitos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto a centrales de diseño similar.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.3 *Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información incluida debe ser adecuada para detectar los posibles incrementos de actividad sobre el fondo radiológico y para determinar si la posible actividad adicional es consecuencia del funcionamiento de la central.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.4 *Resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, incluyendo un análisis de las tendencias de las dosis individuales y colectivas recibidas por el personal durante el año anterior.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.5 *Actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos que incluya las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, residuos de baja y media actividad, y residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

5. *La salida de bultos de residuos radiactivos y materiales fisionables fuera del emplazamiento de la central, deberá comunicarse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, siete días de antelación a la fecha de salida. La salida de otros bultos radiactivos se comunicará en el plazo de 24 horas, desde la decisión del transporte y en cualquier caso con anterioridad a la realización del mismo. La salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento de la central quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente.*

Cuando el titular sea responsable de los transportes de material fisionable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización por ser la suma de los índices de transporte de todos los bultos de la expedición inferior a 50, se deberá adicionalmente comunicar a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear la previsión de dichos transportes con tres meses de antelación a la fecha programada.

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

6. *Dentro del primer semestre de cada año natural, el titular enviará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear, un informe sobre las actividades de gestión de vida útil de la central, entendida en los términos definidos en la Guía de Seguridad 1.10, Rev. 1. del Consejo de Seguridad Nuclear, informe que incluya la vigilancia de los mecanismos de envejecimiento y degradación de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad y el estado de los mismos, y en el que se identifiquen las nuevas actividades de inspección, vigilancia y mantenimiento incorporadas para detectar dichos mecanismos y controlar sus efectos.*

El alcance y contenido de las actividades de gestión de vida útil se ajustarán a lo que se especifique en las instrucciones que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

7. *Si durante el período de vigencia de esta autorización el titular decidiese el cese de la explotación de la central, lo comunicará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con al menos un año de antelación a la fecha prevista, salvo que tal cese se deba a causas imprevistas o a resolución del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. El titular deberá justificar las condiciones de seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación a que deben ajustarse las operaciones a realizar en la instalación desde el cese de la explotación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.*

No sujeta a cumplimiento. Contempla la potestad del titular de solicitar el cese de la explotación de la central.

El 28 de diciembre de 2012, Nuclenor, S.A., de acuerdo con lo establecido en el artículo 28.1 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y en la condición 7 del anexo de la Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, comunicó al Ministerio de Industria, Energía y Turismo su decisión de proceder al cese definitivo de la explotación de la central.

Previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, relativo a la declaración de cese definitivo de la explotación de esta central nuclear, el Ministerio publicó la Orden IET/1302/2013, de 5 de julio de 2013, por la que declara el cese definitivo de la explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña.

8. *Durante el periodo de vigencia de esta autorización, el titular llevará a efecto los programas de mejora de la seguridad de la central identificados en la Revisión Periódica de la Seguridad realizada por el titular en apoyo de la solicitud de la presente autorización, de acuerdo con las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emitirá al respecto.*

El titular llevará a cabo, así mismo, las propuestas de actuación contenidas en la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación relativas a la Revisión Periódica de la Seguridad, a la Normativa de Aplicación Condicionada, al Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, al Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y al Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo, así como, las actuaciones identificadas como conclusión de la evaluación realizada por el Consejo de Seguridad Nuclear de la misma, que se recojan en una Instrucción Técnica Complementaria que el Consejo de Seguridad Nuclear emitirá al respecto.

Cumplida. La justificación de su cumplimiento se detalla en el apartado correspondiente a las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Autorización de explotación de 2009.

9. *El titular llevará a cabo mejoras en el aislamiento de las penetraciones de la contención y sus pruebas de fugas, en la independencia de los sistemas eléctricos y en la protección contra incendios, de acuerdo con las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emitirá al respecto.*

Cumplida. La justificación de su cumplimiento se detalla en el apartado correspondiente a las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Autorización de explotación de 2009.

El CSN ha emitido la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la SRAE, en la que se identifican requisitos específicos para el cumplimiento de esta condición.

10. *El titular deberá garantizar que se mantiene la cultura de seguridad necesaria para la operación segura de la central hasta el cese definitivo de la explotación.*

Cumplida. La justificación de su cumplimiento se detalla en el apartado correspondiente a las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Autorización de explotación de 2009.

11. *El Consejo de Seguridad Nuclear podrá remitir directamente al titular instrucciones técnicas complementarias para garantizar el mantenimiento de las condiciones y requisitos de seguridad de la instalación y para el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos en la presente autorización.*

No sujeta a cumplimiento, establece la potestad del Consejo de Seguridad Nuclear de emitir instrucciones complementarias.

SUPLEMENTO 1.B. Cumplimiento de las condiciones adicionales asociadas a la Orden IET/1453/2012, de 29 de junio, por la que se revoca parcialmente la Orden ITC/1785/2009, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha

1. El titular justificará al Consejo de Seguridad Nuclear, antes del 6 de julio de 2012, que las actividades de vigilancia, inspección en servicio, mantenimiento y gestión de vida realizadas desde julio de 2009, se corresponden con las establecidas para la renovación de la autorización de explotación hasta 2019 y, en caso contrario, llevará a cabo las actividades no realizadas antes de la finalización de la presente autorización. Estas actividades son las que figuran en los documentos siguientes:

- Las actividades de vigilancia se establecen en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), requerido en la ETF 5.6.2.1, y en el Manual de Requisitos de Operación (MRO), requerido en la ETF 5.6.2.9.
- Las actividades de inspección en servicio se establecen en el Manual de Inspección en Servicio (MIS), requerido en la ETF 5.6.2.5.
- Las actividades de mantenimiento se concretan en los programas que el titular tiene establecidos para cumplir lo requerido por la Instrucción IS-15 del CSN sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares, publicada en el «BOE» de 23 de noviembre de 2007.
- Las actividades de gestión de vida se establecen en la revisión 4, abril de 2009, del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), un extracto del cual figura como anexo A al Estudio de Seguridad de la central.

Cumplida. El titular presentó las justificaciones requeridas mediante la carta de ref. NN/CSN/137/2012 de 5 de julio de 2012, nº de registro 33736.

La inspección de soldaduras circunferenciales de la vasija, prevista para la parada de 2011, fue aplazada para la parada de 2013, en caso de que siguiera siendo necesaria, previa aceptación del CSN (carta CSN/C/DSN/11/87).

2. El titular revisará, antes del 6 de julio de 2012, los análisis realizados considerando un tiempo de explotación hasta 2013, así como los análisis de experiencia operativa y de nueva normativa realizados desde julio de 2009, para comprobar que no se ha limitado el alcance o el contenido de los mismos y las acciones propuestas atendiendo al cese definitivo de la explotación en julio de 2013 y comunicará al Consejo de Seguridad Nuclear, antes de la mencionada fecha, el resultado de dicha revisión.

Cumplida. El titular presentó los análisis requeridos en la carta de ref. NN/CSN/137/2012 de 5 de julio de 2012, nº de registro 33736.

3. El titular comunicará al Consejo de Seguridad Nuclear, antes del 6 de julio de 2012, aquellas actividades de los programas de mejora de la seguridad establecidas en la Revisión Periódica de la Seguridad que este Organismo informó favorablemente en su informe para la renovación de la autorización de explotación correspondiente al periodo 2009-2019, remitido al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio con fecha 5 de junio de 2009, que no se hayan llevado a cabo debido

a la limitación del tiempo de explotación hasta 2013 y completará las actividades no realizadas antes del 6 de julio de 2013.

Cumplida. El titular presentó la información requerida en la carta de ref. NN/CSN/137/2012 de 5 de julio de 2012, nº de registro 33736.

Requisito adicional de la Orden IET/1453/2012:

Asimismo, si el titular presenta la solicitud de renovación, antes del arranque posterior a la recarga de combustible del 2013 deberá haber llevado a cabo, ateniéndose a las Instrucciones Técnicas Complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto, las modificaciones de diseño requeridas por este Organismo en el informe para la renovación de la autorización de explotación correspondiente al periodo 2009-2019, de fecha 5 de junio de 2009, remitido al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio que se indican a continuación:

- El diseño, instalación y puesta en servicio de un nuevo Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS). La puesta en marcha de esta modificación requerirá la autorización prevista en el artículo 25 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Las modificaciones sobre el aislamiento de la Contención y sus pruebas de fugas.
- Las modificaciones sobre la independencia de los sistemas eléctricos.
- Las modificaciones sobre protección contra incendios.

Cumplida. Este requisito se analiza dentro del cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CNSMG y CSN/C/SG/SMG/12/03 (27-7-12) de desarrollo de la Orden Ministerial IET /1453/2012 DE 29 de junio de 2012.

SUPLEMENTO 1.C. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación el día 6 de julio de 2013, y se autoriza su explotación hasta esa fecha (CNSMG/SMG/09/26)

Con fecha 3 de julio de 2006, Nuclenor presentó ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña por un período de diez años, de acuerdo con lo establecido en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

Con fecha 17 de junio de 2009 y nº de registro de entrada 13181, se recibió en el CSN un escrito del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio en el que se solicitaba la emisión de informes correspondientes a la renovación de la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña por un periodo de dos, cuatro y seis años, tras el cual se procedería al cese definitivo de la explotación de la citada central nuclear. El 24 de junio de 2009, el CSN remitió al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el informe correspondiente

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, mediante Orden ITC/1785/2009, de 3 de julio, dispuso como fecha de cese definitivo de la explotación de la Central Nuclear de Santa María de Garoña el día 6 de julio de 2013, y autorizar su explotación hasta dicha fecha.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 27 de octubre 2009, en base a lo previsto en el Anexo a la Orden Ministerial del Ministerio de Industria y Energía de 3 de julio de 2009 por la que se concede la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña, acordó establecer las correspondientes Instrucciones Técnicas Complementarias (CNSMG/SMG/09/26), cuyo estado de cumplimiento se detalla a continuación.

Con fecha 2 de junio de 2014 y nº de registro 8799 se recibió en el CSN, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas, para su informe preceptivo, la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE). A esta solicitud se adjuntaba, entre otros, el documento "Análisis del cumplimiento de los límites y condiciones establecidos en el anexo de la Orden ITC/1785/2009 (AE-2009), y de las instrucciones técnicas complementarias asociadas", rev. 0.

Instrucción Técnica Complementaria nº 1, asociada a la condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones de la Autorización de explotación.

"Todas las revisiones de los documentos referenciados en la Autorización de explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de dichos cambios".

Cumplida. El procedimiento del titular de ref. PG-016 "revisión de Documentos Oficiales de Explotación y de Documentos Complementarios", incluye lo requerido en esta ITC.

Instrucción Técnica Complementaria nº 2, asociada a la condición 3.3 del Anexo de Límites y Condiciones de la Autorización de explotación.

“Los cambios del manual de garantía de calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la aprobación del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.
- Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados como consecuencia de un Dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.
- Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.
- Eliminación de requisitos de garantía de calidad que duplican los recogidos en normas y guías, respecto a las cuales el titular de la licencia tiene un compromiso de cumplimiento.
- Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo *la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones cuando se opongan a consideraciones de seguridad”*.

Cumplida. El procedimiento del titular de ref. PG-016 “revisión de Documentos Oficiales de Explotación y de Documentos Complementarios”, incluye lo requerido en esta ITC. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria nº 3, asociada a la condición 3.4 del Anexo de Límites y Condiciones de la Autorización de explotación.

“Los aspectos que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la aprobación del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.
- Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.
- Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada
- Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.
- Aspectos de organización relacionados con la dependencia funcional del Jefe de Servicio de Protección Radiológica de la Dirección de la instalación”.

Cumplida. El procedimiento del titular de ref. PG-016 “revisión de Documentos Oficiales de Explotación y de Documentos Complementarios”, incluye lo requerido en esta ITC. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria n° 4, asociada a la Condición 3.5 del Anexo de Límites y Condiciones de la Autorización de explotación.

“Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

- Generación de tipos de residuos que difieran en su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos.
- Selección de vías de gestión de los residuos radiactivos diferentes de las previstas en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos o que supongan la alteración de los compromisos adquiridos por el titular en relación con las actuaciones de gestión.
- Modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de los residuos radiactivos generados o en las actividades de gestión de los mismos.
- Las modificaciones en la metodología para la clasificación de la instalación en zonas de residuos que afecten a los criterios para su establecimiento, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones temporales de las zonas y su entorno a la clasificación inicial, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones definitivas de las zonas.
- Las modificaciones *que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como "zona de residuos radiactivos" a una zona clasificada como "zona de residuos convencionales"*.

Cumplida. El procedimiento del titular de ref. PG-016 “revisión de Documentos Oficiales de Explotación y de Documentos Complementarios”, incluye lo requerido en esta ITC. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria n° 5, asociada a la Condición 4.2 del Anexo de Límites y Condiciones de la Autorización de explotación.

“La información incluida en el informe sobre medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica o a la normativa del país de origen del proyecto, referenciado en la Autorización de explotación, será la indicada a continuación:

- Aspectos específicos que son aplicables, justificando los que no se consideran aplicables.
- Alcance de las acciones previstas, descripción de las mismas y planes para su puesta en práctica.
- Resultados de la implantación de dichas acciones, cuando sea aplicable.
- La descripción de temas en estudio se irá acumulando con la del informe anterior, salvo los temas resueltos que se incorporen al Estudio de Seguridad u otro documento oficial, y que podrán dejarse de incluir en subsiguientes informes”.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe correspondiente en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria n° 6

“NUCLENOR realizará análisis de causa raíz de todos los sucesos relevantes, bajo el punto de vista de la importancia para la seguridad o de las deficiencias en los métodos de trabajo y reflejará en los

informes de sucesos notificables y en los informes de experiencia operativa, a que personal se le imparte formación sobre las experiencias operativas analizadas.

Adicionalmente, NUCLENOR llevará a cabo las acciones correctoras asociadas a la experiencia operativa interna en un plazo no superior al equivalente a un ciclo de operación”.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe correspondiente en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 7

“Como consecuencia de la instalación de sellos mecánicos en los manguitos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control y de los resultados obtenidos en los sucesivos programas de inspección desarrollados sobre los mismos, NUCLENOR deberá realizar las siguientes acciones:

- *Si durante el periodo de vigencia de la presente prórroga se sobrepasan los ciclados de presión o las condiciones de temperatura del refrigerante para los que se han cualificado los sellos, adoptará de inmediato las acciones oportunas para determinar si el sellado sigue siendo efectivo.*
- *Realizará una vigilancia de los manguitos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control para asegurar que no existen fugas durante la operación de la central. En caso de que aparezcan fugas lo comunicará inmediatamente al Consejo de Seguridad Nuclear y si las mismas superan el valor establecido en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas aplicará lo previsto al efecto en la acción correspondiente. La vigilancia se ejercerá con mayor intensidad en las penetraciones más críticas en cuanto a espesor remanente del manguito.*
- *Con una antelación de tres meses al comienzo de cada parada para recarga, presentará al Consejo de Seguridad Nuclear para su aceptación el programa de inspecciones de los manguitos de las penetraciones basado en los resultados obtenidos en inspecciones anteriores. Una vez analizados los resultados de la inspección informará al Consejo de Seguridad Nuclear antes de la fecha prevista de arranque de la central y, posteriormente, en el plazo de tres meses enviará al Consejo de Seguridad Nuclear un informe completo que incluya los valores obtenidos tanto del espesor remanente como de la sección remanente de los manguitos”.*

Cumplida. El titular ha enviado la información requerida en el plazo establecido al CSN. Como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria nº 8

“Tres meses antes del inicio de cada parada para recarga, NUCLENOR presentará al Consejo de Seguridad Nuclear, para su aceptación, un plan de actuación e inspección para las soldaduras de acero inoxidable basado en el NUREG-313"Technical Report on Materials Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundaring Piping" de la USNRC, rev. 2. Dicho plan recogerá las previsiones para las diferentes paradas de recarga y contendrá un listado de todas las soldaduras afectadas. Este listado deberá revisarse cada vez que como consecuencia de la aplicación del NUREG-313, rev. 2, sea necesario cambiar de categoría alguna soldadura.

Además de cada cambio, deberá enviarse el isométrico correspondiente.

El citado plan de actuación e inspección deberá recoger el resumen de las inspecciones realizadas y previsiones futuras sobre elementos de sujeción y accesorios de la vasija, tales como penetraciones de instrumentación de las bombas de chorro, componentes de venteo, rociado de la cabeza, etc”.

Cumplida. El titular ha enviado al CSN la información requerida en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 9

“NUCLENOR presentará al CSN, en un plazo de doce meses, una revisión de la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación en la cual se hayan incorporado todas las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN”.

Cumplida. El titular ha presentado la revisión de la documentación requerida en el plazo establecido y ha sido evaluada por el CSN mediante los siguientes informes:

- CSN/NET/APRT/SMG/1105/840
- CSN/NET/AVRA/SMG/1105/841
- CSN/NET/AEIR/SMG/1108/845
- CSN/NET/AEIR/SMG/1202/849
- CSN/NET/AVRA/SMG/1203/852
- CSN/NET/APRT/SMG/1204/853

Instrucción Técnica Complementaria nº 10

“NUCLENOR deberá implantar una mejora consistente en la modificación de la Unidad de Control del monitor de medida en línea de concentración de hidrógeno en la Contención para adaptarla al rango 0-100 %, incluyendo el cambio de rango de medida y la linearización y las correspondientes pruebas de validación y calibración, informando de ello al CSN. NUCLENOR deberá, asimismo, actualizar las Bases de diseño y de licencia del sistema y la documentación oficial afectada. NUCLENOR iniciará la implantación física de la modificación de diseño al final del actual ciclo de operación, de forma que se minimice el tiempo efectivo de permanencia en la Acción aplicable de las ETFM”.

Cumplida. Mediante carta de ref. NN/CSN/150/2010 el titular comunicó al CSN la ejecución de la modificación de diseño (MD-536). El CSN realizó comprobaciones sobre esta MD-536 durante la inspección de ref. CSN/AIN/SMG/10/631 y la evaluación se documentó en el informe de ref. CSN/IEV/SINU/SMG/1011/730.

Instrucción Técnica Complementaria nº 11

“NUCLENOR finalizará, en un plazo de seis meses, el análisis de las posibilidades de reubicación de las botellas de gas PR (90 % Argón y 10 % Metano) en un área no relacionada con la seguridad, llevando a cabo las acciones que como resultado de dicho análisis resulten necesarias e informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. Mediante carta de ref. NN/CSN/116/2010 NN comunicó que se habían reubicado las botellas de gas en el exterior del edificio de servicios. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/NET/CITI/SMG/1011/823.

Instrucción Técnica Complementaria n° 12

“NUCLENOR llevará a cabo, en un plazo de seis meses, el recorrido por planta al que hace mención el informe de la tarea del Análisis Probabilista de Seguridad relativa a otros sucesos externos (APS-IT-T4) cuyo objeto es identificar las posibles necesidades de actualización de dicho informe, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. Mediante carta de ref. NN/CSN/057/2010, Nuclenor comunicó la realización del recorrido sin observarse nada reseñable. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/NET/CITI/SMG/1011/823.

Instrucción Técnica Complementaria n° 13

“NUCLENOR llevará a cabo y remitirá al CSN, dentro del año 2009, una actualización del cálculo del HCLPF (High Confidence Low Probability Failure) de los componentes sustituidos en la Central desde la última revisión del Individual Plant Examination External Events (IPEEE) sísmico de 2003, con objeto de garantizar que las modificaciones de diseño realizadas desde esa fecha no han disminuido el margen sísmico de la planta”.

Cumplida. El titular ha remitido actualización de los cálculos requeridos en el periodo indicado. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/NET/IMES/SMG/1107/842.

Instrucción Técnica Complementaria n° 14

“NUCLENOR realizará un seguimiento detallado, tanto de la temperatura ambiental del cubículo de los Generadores Diésel como de la temperatura ambiental en una serie de puntos próximos a los equipos que se consideren más representativos, durante una prueba de funcionamiento prolongado de los Generadores Diésel, que lleve a cabo en el plazo máximo de un año, en un periodo en el cual las temperaturas ambientales exteriores sean próximas a la temperatura máxima considerada en el diseño. En función del resultado de dicha prueba NUCLENOR realizará las acciones de mejora que resulten necesarias”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. La prueba de funcionamiento prolongado se realizó con la asistencia del CSN; como consecuencia de los resultados, se realizó la modificación MD-570 “Sistema de ventilación de los paneles de control de los generadores diésel”. Esta información fue evaluada por el CSN mediante los informes de ref. CSN/NET/ISAM/SMG/1101/736 y CSN/NET/INSI/SMG/1202/848.

Instrucción Técnica Complementaria n° 15

“En lo referente a las mejoras en el aislamiento de las penetraciones de la Contención y sus pruebas de fugas, NUCLENOR deberá llevar a cabo, informando de ello al CSN, las acciones que se indican seguidamente:

- Penetraciones X-9A y B - Modificar la documentación oficial de explotación para considerar la válvula MOV-1201-80 de descarga del sistema de purificación del agua del refrigerante del reactor como válvula de aislamiento automático de la Contención y la válvula MOV-2301-8 de inyección del sistema de inyección de alta presión como válvula de aislamiento manual remoto, en un plazo de ocho meses.
- Penetración X-36 - Incluir la válvula V-301-94 B de inyección del sistema de accionamiento de barras de control en la lista de válvulas de aislamiento de la Contención para dar cumplimiento al Criterio General de Diseño (CGD)-55, en un plazo de ocho meses.
- Penetración X-225 A - Plantear una nueva modificación de diseño en la cual además de proporcionar el aislamiento adecuado a la línea de succión de la bomba de llenado de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (CGD-56) se mejore la fiabilidad de dicho sistema de llenado. Definir la modificación de diseño en un plazo de ocho meses e implantarla antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Penetraciones en las cuales se aplican las alternativas del ANSI 3.6.4 Qazo cerrado y válvula exterior a la Contención) y 3.6.5 (dos válvulas exteriores a la Contención) y carecen de "housing" o capacidad de detección y corte de las posibles fugas a través del eje - Garantizar, a través de programas de vigilancia y mantenimiento adecuados, que no se produce deterioro o degradación en las empaquetadas que pueda dar lugar a fugas a través de los ejes. Modificar los procedimientos aplicables en un plazo de ocho meses.
- Penetraciones X-210 A y B - Instalar en las líneas de mínimo flujo del sistema de rociado del núcleo una válvula de retención provista de un medio que refuerce el cierre en cada una de ellas, antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Penetraciones X-37 y X-38 - Demostrar que las conclusiones de la evaluación genérica de la USNRC recogidas en el NUREG-0803 son aplicables al sistema de inserción de barras de control de la CNSMG, en cuanto a los requisitos de aislamiento y a las pruebas de fugas, en un plazo de ocho meses. En caso de que no se demuestre, presentar una propuesta de cumplimiento con el CGD-55 para dichas penetraciones. La consideración o no de las válvulas AOV-305-126 y 127 como válvulas de aislamiento de la Contención está supeditada a la resolución de este tema.
- Penetración X-218/220- Incluir en la prueba de vigilancia PV-0-416 la prueba de fugas de la penetración de la línea rompedora de vacío de la tubería de escape de la turbina del sistema de inyección de alta presión. Modificar los procedimientos aplicables en un plazo de ocho meses y realizar la prueba en la parada para recarga de 2011.

- Penetraciones que puedan constituir un potencial camino de derivación de la Contención Secundaria - Revisar los análisis de consecuencias radiológicas para evaluar las posibles fugas de derivación de la Contención Secundaria y establecer un Requisito de Vigilancia, con frecuencia 30 meses, en las E1FMS, en un plazo de doce meses.
- Líneas de instrumentación sujetas al CGD-56 - Instalar un orificio restrictor en el interior de la contención, antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Penetraciones X-54 A y B - Dotar de un mecanismo de cierre positivo a las válvulas de retención a-IK.V-302-142 A y B de aislamiento exterior para dar cumplimiento al CGD-56, antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Penetraciones X-22 - Dotar de un mecanismo de cierre positivo a la válvula de retención a-IK.V-1601-242 de aislamiento exterior para dar cumplimiento al CGD-56, antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Conexiones de prueba que no cumplen estrictamente los requisitos del ANSI 56.8-94, apartado 3.3.1 (3) Llevar a cabo las modificaciones necesarias para cumplirlos de manera que una vez realizadas las modificaciones dichas conexiones estén exentas de pruebas de fugas, antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Penetraciones de las líneas de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo que conectan con la cámara de supresión de presión por debajo del nivel mínimo - Realizar prueba de fugas hidrostática a estas líneas (instalando para ello los picajes de prueba que sean necesarios) con un criterio de aceptación de 1 gpm y no contabilizando la fuga en el cómputo de la fuga total de las pruebas tipo C. Establecer en las ETFMS un Requisito de Vigilancia en los mismos términos que el NUREG-1433. Establecer la frecuencia de las pruebas según la opción B del apéndice J y realizar las pruebas a 1.1 Pa. Presentar una propuesta de revisión de las ETFMS en un plazo de ocho meses y realizar la prueba en la parada para recarga de 2011”.

Cumplida. De los once requisitos que originalmente identificó la evaluación del CSN en el informe para el periodo 2009-2019, seis fueron implantados, a requerimiento del CSN, en el periodo 2009-2013, quedando pendientes de implantación 5 requisitos, recogidos en el punto 2 de la ITC de ref. CSN/C/SG/SMG/12/03 (ITC-12.03), asociada a la orden ministerial de 29 de junio de 2012 por la que se revocaba parcialmente la orden ministerial de 3 de julio de 2009.

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44133 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear, remitido por Nuclenor, el “Informe de solicitud de apreciación favorable de puesta en servicio de modificaciones de diseño sobre el aislamiento de la contención primaria de la CN Santa María de Garoña”, revisión 0. Estas modificaciones tienen por objeto el cumplimiento de los Criterios Generales de Diseño 53, 55, 56 y 57 del Apéndice A del 10 CFR 50, actualmente incorporados en la IS-27 sobre “Criterios generales de diseño de centrales nucleares” de junio de 2010, manteniendo la misma numeración. El Pleno del Consejo en su reunión del día tres de febrero de 2016 acordó apreciar favorablemente la solicitud presentada por NN, con condiciones relativas al cumplimiento con los requisitos cuarto y quinto del punto 2 de la ITC-12.03.

Instrucción Técnica Complementaria nº 16

“En lo referente a mejoras en la separación y el aislamiento eléctricos, NUCLENOR deberá llevar a cabo, informando de ello al CSN, antes del 31 de diciembre de 2009, las actuaciones que se indican seguidamente:

- Presentar un análisis de las alternativas de mejora de la separación eléctrica relacionadas con la independencia de equipos eléctricos clase 1E, a fin de proceder a su implantación antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Clarificar la cualificación de los dispositivos de aislamiento eléctrico en el caso de los circuitos clase No IE alimentados desde circuitos clase 1E, así como, clarificar las conclusiones del estudio de protecciones previsto con relación a las barras C y D de 4,16 kV.
- Presentar la información específica sobre las características de las faltas y la efectividad de la respuesta de los dispositivos de protección actualmente existentes en las cuales se apoyó el análisis de faltas múltiples conceptual realizado.
- Presentar un programa para realizar la prueba de los interruptores de aislamiento de cargas No 1E en centros de control de motores, a fin de que todos los interruptores que pudieran no haber sido probados hasta el momento, así como, todos aquellos que hayan sido probados antes del año 2004 sean probados antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011.
- Presentar un análisis del grado de separación existente en el interior de los paneles de la Sala de Control, *a fin de identificar potenciales mejoras en los mismos.*

Cumplida parcialmente. Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº registro 44135 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de la modificación de diseño sobre la independencia de sistemas eléctricos (RG-1.75), de acuerdo con el punto 20 de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14/01.

Como consecuencia del proceso de evaluación de la solicitud de apreciación favorable, se emitió la propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/1505/183. El Pleno del Consejo en su reunión del día tres de febrero de 2016 acordó apreciar favorablemente y parcialmente la solicitud presentada por NN, con el alcance limitado a la división eléctrica B.

La puesta en servicio del alcance restante de esta modificación de diseño debe ser objeto de apreciación favorable por el CSN, para lo que se ha elaborado la antes citada propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/1505/183.

En la siguiente tabla se refleja el estado de avance, en octubre de 2016, de las distintas actividades asociadas a la modificación de diseño sobre la independencia de sistemas eléctricos (RG-1.75):

(%) C: Canalizaciones T: Tendido de cables		ESTADO DE AVANCE		
		DISEÑO	MATERIALES	MONTAJE
Exterior Sala Control División A	C	90	90	70
	T	100	100	0
Exterior Sala Control División B	C	100	100	100
	T	100	100	100
Sala Control División A	C	100	100	100
	T	90	80	20
Sala Control División B	C	100	100	100
	T	100	100	100
Construcción Edificio Auxiliar Eléctrico		100	100	100
Reubicación CCM's	"P"	100	100	0
	"Q" y "V"	100	100	100

Instrucción Técnica Complementaria n° 17

"NUCLENOR realizará, en un plazo de seis meses, el análisis sísmico de la nueva bomba diésel de sistema de PCI e instalará válvulas con capacidad de actuación remota para realizar el aislamiento, antes del arranque posterior a la parada para recarga de combustible de 2011, informando de ello al CSN.

NUCLENOR realizará, en un plazo de seis meses, la instalación, revisión y/o sustitución de las compuertas cortafuego denominadas acciones de mejora, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. Nuclenor comunicó mediante las cartas de ref. NN/CSN/076/2011 y NN/CSN/173/2011 la resolución de las acciones adicionales requeridas por el CSN en relación a la calificación sísmica de la nueva bomba sísmica contra incendios. Asimismo, el titular informó al CSN mediante carta de ref. NN/CSN/131/2010 de la instalación de las compuertas cortafuego denominadas acciones de mejora. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/IEV/IMES/SMG/1107/748.

Instrucción Técnica Complementaria nº 18

“NUCLENOR mejorará, en un plazo de seis meses, la difusión dentro de su organización de la información existente sobre casos similares a sus experiencias operativas, especialmente la información procedente de otros países o de organismos exteriores, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. Nuclenor remitió al CSN el “Informe sobre la difusión de la experiencia operativa externa. Respuesta a la ITC-18” y comunicó las fechas de implantación de las actuaciones previstas. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/IEV/AEOF/SMG/1011/731.

Instrucción Técnica Complementaria nº 19

“NUCLENOR desarrollará, en un plazo de seis meses, guías para la realización de análisis de tendencias de sus experiencias operativas, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha realizado las acciones requeridas. Nuclenor remitió al CSN el “Informe sobre el desarrollo de las guías para la realización del análisis de tendencias. Respuesta a la ITC-19” y comunicó las fechas de implantación de las actuaciones previstas. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/IEV/AEOF/SMG/1011/731.

Instrucción Técnica Complementaria nº 20

“NUCLENOR revisará, en un plazo de seis meses, el procedimiento PR-A-016 "Programa de reducción de dosis" de forma que en los trabajos de especial implicación radiológica queden reflejadas las actuaciones ALARA encaminadas al control y a la reducción de las dosis individuales, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular remitió al CSN el procedimiento de ref. PR-A-016 “Programa de reducción de dosis”, modificado de acuerdo con las indicaciones de la presente ITC. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/IEV/APRT/SMG/1007/719.

Instrucción Técnica Complementaria nº 21

“NUCLENOR ampliará, en un plazo de seis meses, el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental con la medida de vegetales procedentes de Sobrón, Barrio y Cubilla, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha remitido la información requerida mediante cartas de ref. NN/CSN/235/2009 y NN/CSN/034/2010. Esta información fue evaluada por el CSN mediante informe de ref. CSN/IEV/AVRA/SMG/1002/710.

Instrucción Técnica Complementaria n° 22

“NUCLENOR mejorará, en un plazo de seis meses, la consistencia interna entre el texto y los anexos del procedimiento PG-003 "Preparación de la documentación para las modificaciones físicas de diseño de estructuras, sistemas y componentes", informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular informó al CSN, mediante la carta de ref. NN/CSN/102/2010 sobre la mencionada revisión y por parte del CSN se emitió el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/CNSMG/SMG/1009/725, en el que se concluía que la ITC n° 22 se consideraba cumplida.

Instrucción Técnica Complementaria n° 23

“NUCLENOR revisará, en un plazo de seis meses, el procedimiento PI-4-1 "Identificación de las bases de diseño para las modificaciones físicas de diseño" para incluir una recomendación sobre la consulta del procedimiento PI-4-9 "Procedimiento para la revisión de Documentos Base de Diseño (DBD)", así como, para incluir un nuevo apartado sobre la valoración de la modificación de las Bases de Licencia, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha remitido al CSN una nueva revisión del citado procedimiento mediante carta de ref. NN/CSN/102/2010, incorporando las mejoras requeridas. Por parte del CSN se emitió el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/CNSMG/SMG/1009/725, en el que se concluía que la ITC n° 23 se consideraba cumplida.

Instrucción Técnica Complementaria n° 24

“NUCLENOR revisará, en un plazo de seis meses, el procedimiento PI-4-3 "Preparación de las modificaciones físicas de diseño" para incluir las referencias oportunas al módulo "Bases de Licencia" de la aplicación corporativa SITA, informando de ello al CSN”.

Cumplida. El titular ha remitido una nueva revisión del citado procedimiento mediante carta de ref. NN/CSN/102/2010, incorporando las mejoras requeridas. Por parte del CSN se emitió el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/CNSMG/SMG/1009/725, en el que se concluía que la ITC n° 24 se consideraba cumplida.

Instrucción Técnica Complementaria n° 25

“NUCLENOR continuará llevando a cabo el Programa de Mejora relativo a la Reducción de Dosis al Personal, informando al CSN, mediante la presentación de un informe anual en el primer trimestre de cada año, sobre la realización de los hitos relevantes del mismo”.

Cumplida. El titular ha presentado ante el CSN los informes anuales correspondientes a 2009, 2010 y 2011.

Instrucción Técnica Complementaria n° 26

“NUCLENOR continuará llevando a cabo el Programa de Mejora relativo a Cultura de Seguridad, informando al CSN, mediante la presentación de un informe anual en el primer trimestre de cada año, sobre la realización de los hitos relevantes del mismo”.

Cumplida. El titular ha presentado ante el CSN los informes anuales correspondientes a 2009, 2010 y 2011.

Instrucción Técnica Complementaria n° 27

“NUCLENOR continuará llevando a cabo el Programa de Mejora relativo a Organización y Factores Humanos, informando al CSN, mediante la presentación de un informe anual en el primer trimestre de cada año, sobre la realización de los hitos relevantes del mismo”.

Cumplida. El titular ha presentado ante el CSN los informes anuales correspondientes a 2009, 2010 y 2011.

Instrucción Técnica Complementaria n° 28

“NUCLENOR continuará llevando a cabo el Programa de Mejora relativo al almacenamiento de combustible gastado, informando al CSN, mediante la presentación de un informe anual en el primer trimestre de cada año, sobre la realización de los hitos relevantes del mismo”.

Cumplida. El titular ha presentado ante el CSN los informes anuales correspondientes a 2009, 2010 y 2011.

Instrucción Técnica Complementaria n° 29

“Dentro del Sistema de Gestión, establecido según la Instrucción del CSN IS-19 relativa al sistema de gestión de las instalaciones nucleares, NUCLENOR revisará en el plazo de seis meses, sus planes de actuación para asegurar el mantenimiento de la cultura de seguridad, del adecuado clima laboral y de suficientes recursos humanos (de plantilla y contrata permanente) con la debida cualificación y motivación hasta el cese de la explotación. En dicho plazo de seis meses NUCLENOR informará al CSN de las medidas adoptadas y posteriormente, cada seis meses, del avance de dichos planes, de las actuaciones llevadas a cabo y las previsiones para el siguiente periodo”.

El titular ha remitido al CSN la mencionada revisión mediante la carta de referencia NN/CSN/132/2010, así como los informes semestrales correspondientes, los cuales han sido valorados por los técnicos del CSN, considerándose cumplida la ITC n° 29.

SUPLEMENTO 1.D. Cumplimiento de las condiciones asociadas a la Orden IET/1302/2013, de 5 de julio, por la que se declara el cese definitivo de la explotación

1. *A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de esta autorización y explotador responsable de la central nuclear de Santa María de Garoña a la empresa Nuclenor, S.A.*

Cumplida

2. *La presente declaración de cese definitivo de la explotación faculta al titular para:*

- 2.1. *Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido irradiados de acuerdo con los límites y condiciones asociados a las autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible irradiado.*
- 2.2. *Realizar las actividades previas al desmantelamiento en conformidad con lo establecido en el artículo 28 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre.*
- 2.3. *Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación.*

Cumplida

3. *La presente declaración de cese definitivo de la explotación se concede en base a los siguientes documentos:*

- a) *Estudio de Seguridad en Parada, Rev. 0,*
- b) *Reglamento de Funcionamiento en Parada, Rev. 0,*
- e) *Especificaciones Técnicas de Parada, Rev. 0,*
- d) *Plan de Emergencia Interior en Parada, Rev. 0,*
- e) *Manual de Garantía de Calidad en Parada, Rev. 0,*
- f) *Manual de Protección Radiológica en Parada, Rev. 0,*
- g) *Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, Rev. 0,*
- h) *Plan de Protección Física, Rev. 5.*

- 3.1. *Las actuaciones de la central se realizarán de acuerdo con los anteriores documentos, en la revisión vigente, siguiendo el proceso de actualización que se indica a continuación.*

Las modificaciones o cambios posteriores del Reglamento de Funcionamiento en Parada, las Especificaciones Técnicas de Parada, el Plan de Emergencia Interior en Parada y el Plan de Protección Física, deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de los documentos mencionados en el párrafo anterior, informando a la

Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

Cumplida

- 3.2. *Anualmente el titular realizará una revisión del Estudio de Seguridad en Parada que incorpore las modificaciones incluidas en la central desde la revisión anterior, que no hayan requerido autorización según lo establecido en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 y los nuevos análisis de seguridad realizados. Esta nueva revisión será remitida en el mes siguiente de su entrada en vigor a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear.*

Las revisiones del Estudio de Seguridad correspondientes a las modificaciones que requieren autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas, de acuerdo con la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21, deberán ser autorizadas simultáneamente con las modificaciones.

Cumplida

- 3.3. *Las modificaciones del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan los compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.*

Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

Cumplida.

- 3.4. 3.4 *Las modificaciones del Manual de Protección Radiológica pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que afecten a normas o criterios básicos de protección radiológica, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.*

Cumplida.

- 3.5. *Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.*

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

4. *En el primer trimestre de cada año natural, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear informes sobre los siguientes aspectos, con el alcance y contenido que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto:*

- 4.1. *Experiencia operativa propia y ajena que sea de aplicación a la instalación, describiendo las acciones adoptadas para mejorar el comportamiento de la misma o para prevenir sucesos similares.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.2. *Medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país de origen del proyecto. En este último caso se incluirá un análisis de aplicabilidad a la central de los nuevos requisitos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto a centrales de diseño similar.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.3. *Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información incluida debe ser adecuada para detectar los posibles incrementos de actividad sobre el fondo radiológico y para determinar si la posible actividad adicional es consecuencia del funcionamiento de la central.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.4. *Resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, incluyendo un análisis de las tendencias de las dosis individuales y colectivas recibidas por el personal durante el año anterior.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.5. *Actividades del plan de gestión de residuos radiactivos que incluya las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, residuos de baja y media actividad, y residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

- 4.6. *Actividades del programa de formación y entrenamiento de todo el personal de la central, cuyo trabajo pueda impactar en la seguridad nuclear o la protección radiológica.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

5. *La salida de bultos de residuos radiactivos y materiales fisionables fuera del emplazamiento de la central, deberá comunicarse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, siete días de antelación a la fecha de salida. La salida de otros bultos radiactivos se comunicará en el plazo de 24 horas, desde la decisión del transporte y en cualquier caso con anterioridad a la realización del mismo. La salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento de la central quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente.*

Cuando el titular sea responsable de los transportes de material fisionable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización de expedición de acuerdo a la reglamentación vigente sobre transporte de mercancías peligrosas, se deberá adicionalmente comunicar a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear la previsión de dichos transportes con tres meses de antelación a la fecha programada.

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

6. *La solicitud de la autorización de desmantelamiento deberá presentarse con un año de antelación al inicio previsto del mismo, de acuerdo con lo establecido en el artículo 28 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.*

N/A

SUPLEMENTO 1.E. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Orden IET/1302/2013, de 5 de julio, por la que se declara el cese definitivo de la explotación (CSN/ITC/SG/SMG/13/01)

Instrucción Técnica Complementaria nº 1 asociada a la Condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“Todas las revisiones de los documentos referenciados en la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios”.

Cumplida.

Instrucción Técnica Complementaria nº 2 asociada a la Condición 3.3 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“Los cambios del Manual de garantía de calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la aprobación del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.
- Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo como consecuencia de un Dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.
- Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.
- Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones”.

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria nº 3 asociada a la Condición 3.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“Los aspectos del Manual de Protección Radiológica que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.
- Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.
- Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada.
- Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.
- Aspectos de organización relacionados con la dependencia funcional del Jefe de Servicio de Protección Radiológica de la Dirección de la instalación”.

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria nº 4 asociada a la Condición 3.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

- *Generación* de tipos de residuos que difieran en su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.
- Selección de vías de gestión de los residuos radiactivos o del combustible gastado diferentes de las previstas en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos o que supongan la alteración de los compromisos adquiridos por el titular en relación con las actuaciones de gestión.
- Modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de los residuos radiactivos generados o en las actividades de gestión de los mismos o variaciones de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas.
- Las modificaciones en la metodología para la clasificación de la instalación en zonas de residuos que afecten a los criterios para su establecimiento, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones temporales de las zonas y su entorno a la clasificación inicial, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones definitivas de las zonas.
- Las modificaciones que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como "zona de residuos radiactivos" a una zona clasificada como "zona de residuos convencionales".

Cumplida. Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

Instrucción Técnica Complementaria nº 5 asociada a la Condición 4.1 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“El informe anual de experiencia operativa propia y ajena, contendrá lo siguiente:

a) Sucesos internos.

Se presentará una tabla de todos los sucesos notificados en el año, haciéndose constar referencia del CSN, fecha, título del suceso y, para cada uno, descripción somera de las acciones correctoras y estado de implantación de cada una de ellas.

b) Sucesos en otras centrales nucleares españolas.

Se presentará una tabla de todos los sucesos emitidos por otras centrales nucleares (CCNN) españolas en el año, que se han considerado aplicables con el consumo contenido que la anterior. Para cada experiencia la tabla indicará la referencia, fecha y título de la experiencia y se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable. Cuando resulte no aplicable se indicará el criterio de exclusión.

c) Experiencia externa.

Se presentará una tabla resumen de las experiencias recibidas en el año de los organismos que se citan posteriormente que se han considerado aplicables. Para cada experiencia la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia y se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable. Cuando resulte no aplicable se indicará el criterio de exclusión.

Los distintos tipos de experiencias externas a considerar son:

- *INPO Event Reports Level 1 (IER-1), equivalentes a los antiguos Informes Significativos de Experiencia Operativa (SOER) emitidos por el Instituto de Operaciones Nucleares (INPO).*
- *INPO Event Reports Level 2 (IER-2), equivalentes a los antiguos Informes de Sucesos Significativos (SER) emitidos por NPO.*
- *Notificaciones de defectos e incumplimientos de suministradores en aplicación del 10 CFR parte 21, emitidos a la US Nuclear Regulatory Commission (NRC) sobre componentes, equipos y servicios suministrados al explotador.*
- *Recomendaciones escritas de los suministradores relativas a componentes, equipos y servicios de seguridad.*

d) *Experiencias cuya evaluación haya sido requerida formalmente por el CSN.*

En los cuatro apartados:

- *Para cada experiencia, sea interna o externa, requerida por el CSN, se presentará un análisis individualizado, donde se reflejará un breve resumen de la experiencia, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el explotador y la descripción, estado de implantación de cada acción correctora asociada, fecha de cierre o fecha prevista de cierre, según su estado, y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto.*
- *Se presentará el estado de las experiencias correspondientes, no cerradas en informanuales previos y su análisis individualizado.*
- *Una experiencia se considerará cerrada cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctoras derivadas de ella, incluyendo las de formación, y la actualización de los documentos oficiales de explotación, a excepción del Estudio de Seguridad en Parada para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.*
- *Para cada acción correctora pendiente se incluirá una fecha estimada de cierre”.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 6 asociada a la Condición 4.2 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“El informe anual sobre nueva normativa incluirá el análisis sistemático de los documentos que se mencionan a continuación:

- a) *Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica.*
- b) *Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear.*
- c) *Requisitos formulados por el organismo regulador del país de origen del proyecto, en particular:*
 - *Modificaciones de los apartados de las partes 50 y 100 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EEUU requeridas por el CSN.*
 - *Cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes.*
 - *Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes.*
 - *Órdenes genéricas de la NRC (global, suministrador, tecnología).*
- d) *El informe debe recoger un apartado en el que se incluyan otros documentos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto y que no son emitidos con carácter de requisito normativo, aunque se solicita del titular un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación a la instalación:*
 1. *Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC que forman parte de las bases de licencia de la central.*
 2. *Nuevas guías reguladoras (RG) que se emitan como consecuencia de cambios o nuevos requisitos formulados por el organismo regulador del país de origen del proyecto y cuyo cumplimiento haya sido requerido por el CSN.*

3. *Otras guías reguladoras (RG) distintas de las dos categorías anteriores, que el titular considere de especial interés la aplicación a su instalación, sin que formen parte de sus bases de licencia,*
4. *Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentran dentro de los siguientes objetivos:*
 - *Endosar posiciones de la industria.*
 - *Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC*

Por cada nuevo requisito/recomendación emitido durante el período que cubre el informe, así como aquellos correspondientes a años anteriores que se encontraban pendientes de cierre en el informe anterior, se presentará un análisis individualizado. Dicho análisis contendrá, al menos, la referencia, la fecha, el título, un resumen del requisito/recomendación, las conclusiones razones del análisis de aplicabilidad realizado por el titular identificando antecedentes si los hubiera (a excepción de las modificaciones al 10 CFR 50 y 100 requeridas por el CSN, que son siempre aplicables), el estado abierto o cerrado y, en su caso, las acciones correctoras previstas o ejecutadas indicando el estado de cada una, la fecha de compromiso para el cierre y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto. En el caso de que las acciones correctoras consistan en la realización de estudios o análisis deberá indicarse el resultado de los mismos una vez finalizados.

Así mismo, el informe anual de normativa incluirá una tabla histórica ordenada por tipo de requisito/recomendación y fecha de emisión, haciendo constar para cada uno su referencia, fecha, título y el estado abierto o cerrado del mismo. Para el caso de las guías reguladoras y sus revisiones se incluirá un listado completo de aquellas que formen parte de las bases de licencia de la central y de aquellas otras que se consideren de aplicación sin formar parte de las bases de licencia, especificando esta distinción; realizándose un análisis retrospectivo con el alcance que se haya definido en el marco de la RPS, actualizándose el listado de RG en el siguiente informe anual tras su finalización. Se incluirá una tabla retrospectiva completa de los RIS emitidos.

Un requisito/recomendación se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctoras derivadas de él, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, a excepción del Estudio de Seguridad en Parada para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios”.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe sobre nueva normativa en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 7 asociada a la Condición 4.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“El informe anual sobre los resultados de los controles dosimétricos del personal definido en la condición 4.4 contendrá lo siguiente:

- a) *Resumen de la dosimetría externa (oficial): Distribución de las dosis anuales de acuerdo al formato de la tabla siguiente que se desglosará para personal de plantilla, de contrata y total.*

(*)Nivel de registro. El nivel de registro establecido para la dosimetría de termoluminiscencia es 0,1 mSv/mes. Los valores inferiores a dicho nivel de registro se computarán como cero a efectos de contabilización de la dosis.

<i>Intervalo de dosis (mSv/a)</i>	<i>Número de trabajadores</i>	<i>Dosis colectiva</i>
<i>Dosis < N.R. (*)</i>		
<i>N.R.< Dosis< 1.00</i>		
<i>1.00 < Dosis < 2.00</i>		
<i>2.00 < Dosis < 3.00</i>		
<i>3.00 < Dosis < 4.00</i>		
<i>4.00 < Dosis < 5.00</i>		
<i>5.00 < Dosis < 6.00</i>		
<i>6.00 < Dosis < 10.0</i>		
<i>10.0 <Dosis< 20.0</i>		
<i>20.0 < Dosis < 50.0</i>		
<i>Dosis> 50.0</i>		
<i>Total</i>		
<i>Total (Dosis< 20 mSv/a)</i>		
<i>Total (Dosis< 50 mSv/a)</i>		
<i>Total (Dosis> N.R.)</i>		

b) *Resumen de la dosimetría interna: Resultados obtenidos en el programa de vigilancia mediante medida directa de la radiactividad corporal:*

- *Número total de controles realizados.*
- *Número total de trabajadores controlados.*
- *Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de registro.*
- *Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de investigación.*

c) *Análisis de las tendencias en los últimos cinco años de los indicadores que se relacionan a continuación. En dicho análisis se incluirá, además de los datos solicitados, la información adicional que resulte pertinente (hechos destacables, circunstancias, etc.) para interpretar dichas tendencias:*

- *Dosis colectiva total anual*
- *Número de trabajadores de contrata (y porcentaje que representa sobre el total de trabajadores).*

- d) *Los datos correspondientes a los apartados a, b, c.1 y c.2 deberán remitirse al CSN antes del 20 de febrero de cada año natural para facilitar la preparación del Informe Anual del CSN”.*

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe sobre los resultados de los controles dosimétricos del personal en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 8 asociada a la Condición 4.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“El informe anual sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG) definido en la condición 4.5 deberá ajustarse a lo indicado en el apartado 6 de la Guía de Seguridad del CSN 9.3. Además, NUCLENOR deberá incorporar en el informe anual relativo al Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG) un análisis y una valoración de la situación de la gestión de los residuos radiactivos durante el periodo considerado y un análisis prospectivo que considere las cantidades de residuos aún pendientes de acondicionamiento y que valore la situación de la gestión de cada tipo de residuos y las posibles desviaciones respecto de lo expuesto en el PGRRCG y los plazos temporales previstos y restantes hasta el final de la situación de cese definitivo de la explotación”.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 9 asociada a la Condición 4.6 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación.

“El informe anual sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal definido en la condición 4.6 contendrá tres apartados: el primero sobre el programa de formación y entrenamiento continuo a impartir durante el año en curso a personal con licencia de operación; el segundo indicando la formación efectiva que durante el año anterior ha realizado el personal con licencia de operación; y el tercero para recoger la formación impartida al personal sin licencia que trabaje para la central y cuyas funciones estén relacionadas con la seguridad de la planta”.

Cumplida. El titular ha enviado cada año el informe sobre actividades de formación y entrenamiento del personal en el plazo establecido.

Instrucción Técnica Complementaria nº 10

“NUCLENOR realizará análisis de causa raíz de todos los sucesos relevantes, bajo el punto de vista de la importancia para la seguridad o de las deficiencias en los métodos de trabajo y reflejará en los informes de sucesos notificables y en los informes de experiencia operativa, a que personal se le imparte formación sobre las experiencias operativas analizadas”.

Cumplida. El titular ha realizado análisis de causa raíz de los sucesos relevantes y ha incluido en el informe de experiencia operativa enviado cada año la información requerida sobre formación del personal.

Instrucción Técnica Complementaria nº 11

“NUCLENOR mantendrá en vigor el Análisis de Riesgos de Fuego (ARF) y el Manual de Protección Contra Incendios (MPCI) vigentes y elaborará y someterá a la aceptación del CSN, en un plazo no superior a tres meses, un nuevo Análisis de Riesgos de Fuego (ARF) y un nuevo Manual de Protección contra Incendios (MPCI), adaptados a la situación de cese definitivo de la explotación de la central, así como, una propuesta de revisión del Estudio de Seguridad en Parada (ESP), una propuesta de revisión del Manual de Requisitos de Parada (MRP) y, en su caso, una propuesta de revisión de otros documentos oficiales de explotación (DOEs) que resulten afectados, elaboradas atendiendo al nuevo ARF y al nuevo MPCI. En todo ello deberá atenderse a lo establecido en la carta de referencia CSN/C/DSN/SMG/13/25”.

Con fecha 11 de octubre de 2013 y nº de registro 15843 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de Nuclenor, S.A. en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de la propuesta de revisión A del Análisis de Riesgo de Fuego en Parada (ARFP), de la propuesta de revisión A del Manual de Protección contra Incendios en Parada (MPCIP), de la propuesta 0B del Estudio de Seguridad en Parada (ESP) y de la propuesta 1B del Manual de Requisitos de Parada (MRP) de CN Santa María de Garoña, asociadas al cumplimiento con la ITC nº 11.

El Pleno del Consejo, en su reunión del 13 de mayo de 2015, acordó apreciar favorablemente las propuestas siguientes:

- Revisión A del Análisis de Riesgos de Fuego en Parada (ARFP).
- Revisión A del Manual de Protección Contra Incendios en Parada (MPCIP).
- Revisiones 0B, 0Br1 y 0Br2 del Estudio de Seguridad en Parada (ESP).
- Revisiones 1B y 1Br1 del Manual de Requisitos de Parada (MRP)

considerándose por tanto cumplida la ITC nº 11.

Instrucción Técnica Complementaria nº 12

“En el marco del licenciamiento del Almacén Transitorio Individualizado (ATI) y de la modificación de la grúa del edificio del reactor, NUCLENOR analizará el accidente de caída de un contenedor de almacenamiento de combustible y revisará el análisis del accidente de manejo de combustible y, ateniéndose a los mismos, revisará el Estudio de Seguridad en Parada (ESP), las Especificaciones Técnicas de Parada (ETP) y el Manual de Requisitos de Parada (MRP)”.

“NUCLENOR reanalizará con detalle, en el marco del Análisis Probabilista de Seguridad (APS), el suceso iniciador de pérdida de integridad estructural de la piscina por caída de cargas pesadas con posterioridad al licenciamiento de la modificación de la grúa del edificio del reactor y del Almacén Temporal Individualizado (ATI)”.

Con fecha 9 de agosto de 2013 y nº de registro 13466 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Industria, Energía y Minas (MINETUR) solicitando informe preceptivo en relación con la solicitud de autorización de ejecución y montaje del Almacén Temporal Individualizado (ATI) de combustible

gastado de la Central Nuclear de Santa María de Garoña, presentada por Nuclenor, S.A. ante la DGPEM. El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del 17 de diciembre de 2014, acordó informarla favorablemente.

Posteriormente, con fecha 10 de mayo de 2016 y nº de registro 8210, se recibió en el CSN procedente del Minetur para su informe preceptivo la solicitud de autorización para la puesta en servicio de la modificación de diseño del ATI. En esta solicitud se analiza tanto el accidente de caída de un contenedor como el accidente de manejo de combustible, por lo que se considera cumplida la primera parte de la ITC nº 12.

En relación con la segunda parte de la ITC nº 12, en el momento actual, julio de 2016, el titular no ha reanalizado en el APS el suceso iniciador de pérdida de integridad estructural de la piscina de combustible gastado por caída de cargas pesadas. No obstante, no se considera un incumplimiento, ya que la ITC nº 12 requiere que se realice el citado análisis con posterioridad al licenciamiento del ATI, cuya autorización de puesta en servicio está prevista para diciembre de 2016.

Instrucción Técnica Complementaria nº 13

“NUCLENOR deberá realizar las actividades preparatorias del desmantelamiento de acuerdo con las necesidades del plan de desmantelamiento y atenerse a los requisitos siguientes:

- NUCLENOR deberá remitir al CSN un programa de descontaminación de sistemas con, al menos, seis meses de antelación al inicio de dichas actividades.
- NUCLENOR deberá remitir al CSN un plan de descargos de sistemas con, al menos, seis meses de antelación al inicio de dichas actividades, y dicho plan deberá contener información detallada sobre los sistemas siguientes: sistemas de aire acondicionado, refrigeración, ventilación y filtración de los diferentes edificios; sistema de protección contra incendios; sistemas de tratamiento de residuos radiactivos; y sistema de muestreo y vigilancia radiológica de efluentes y procesos.
- NUCLENOR deberá remitir al CSN un plan de caracterización radiológica de la instalación con, al menos, seis meses de antelación al inicio de las primeras medidas de caracterización radiológica.
- La instalación y montaje de los nuevos sistemas necesarios para la ejecución del plan de desmantelamiento deberá someterse al proceso de licenciamiento del plan de desmantelamiento y mantenerlos no operativos y en situación de descargo hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento.

La construcción o adaptación de estructuras o edificios para su futura utilización como almacenamiento de residuos o materiales radiactivos podrá realizarse durante el cese definitivo de la explotación, si bien su funcionamiento estará supeditado a la concesión de la autorización de desmantelamiento.

Alternativamente, si se pretende la utilización de dichos almacenes con anterioridad a la concesión de la autorización de desmantelamiento el titular deberá contar para ello con la apreciación favorable del CSN”.

N/A

Instrucción Técnica Complementaria nº 14

“NUCLENOR realizará y someterá a la aceptación del CSN el análisis de las consecuencias radiológicas de los accidentes asociados a las actividades preparatorias para el desmantelamiento, descritas en el documento anexo al Estudio de Seguridad en Parada (ESP), con una antelación no inferior a tres meses respecto del inicio de las mismas.

NUCLENOR elaborará en el mismo plazo, ateniéndose a dicho análisis, y someterá a la aceptación del CSN una revisión del Estudio de Seguridad en Parada (ESP) y una revisión de otros Documentos Oficiales de Explotación (DOEs) que pudieran verse afectados.

Entre los accidentes que NUCLENOR deberá analizar se encuentran: gran fuga de líquido de descontaminación; explosión de un tanque de resinas durante la descontaminación del circuito del refrigerante del reactor; caída de un bulto de residuos; e incendio de bidones de residuos”.

N/A

Instrucción Técnica Complementaria nº 15

“NUCLENOR deberá remitir al CSN, seis meses antes de la finalización de la situación de cese definitivo de la explotación, un informe sobre el cumplimiento con el RINR (artículo 28.2)”.

N/A

Instrucción Técnica Complementaria nº 16

“NUCLENOR elaborará y someterá a la aceptación del CSN, antes del 31/12/13, una revisión del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) en la situación de cese definitivo de la explotación de la central, llevando a cabo en dicha revisión las actuaciones relativas al análisis de fiabilidad humana siguientes:

- Aspectos documentales:
 - o *Mejorar la forma de documentar las hipótesis de la tarea de fiabilidad humana.*
 - o *Editar el documento APS-CI-R4 en el cual se documentan todas las modificaciones a las cuales se da crédito en el APS en situación de cese de la explotación y remitirlo al CSN.*
- Aspectos relacionados con la configuración de la central en situación de cese:
 - o *Tener en cuenta todos los procedimientos vigentes y aplicables a la situación de cese de la explotación, en particular en el análisis de la fiabilidad humana.*
 - o *Tener en cuenta la composición del turno de operación en situación de cese de la explotación en el análisis de fiabilidad humana.*

- o *Tener en cuenta la existencia o no de un Centro de Apoyo Técnico (CA1) en la situación de cese de la explotación, y sus funciones en caso de existir, a efectos del análisis de fiabilidad humana.*
- o *Tener en cuenta la instrumentación de nivel en la piscina de almacenamiento de combustible irradiado disponible, en particular en el análisis de la fiabilidad humana.*
- Aspectos relacionados con los modelos de las acciones humanas:
 - o *Completar el análisis de las acciones tipo 3 realizado teniendo en cuenta la organización real del turno de operación y la organización de emergencia correspondientes a la situación de cese de la explotación, considerando, además, la definición de los puestos de operador y supervisor de sala de control y su impacto en los niveles de dependencia a considerar entre ambos.*
 - o *Estudiar el mejor método de cuantificación a emplear en el cálculo de probabilidades de la parte cognitiva de las acciones humanas en el caso de tiempos largos.*
 - o *Revisar la forma de considerar el factor de estrés en los cálculos de la probabilidad de error humano a efectos del análisis de fiabilidad humana”.*

Cumplida. Con fecha 30 de diciembre de 2013 y nº de registro 44271 se recibió en el CSN la revisión del APS en la situación de cese de explotación requerido por la ITC nº 16.

SUPLEMENTO 1.F. Cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación (CSN/ITC/SG/SMG/14/01)

Requisitos asociados al cese

1. *“El titular remitirá al CSN una descripción del plan aplicado para la conservación de las Estructuras, Sistemas y componentes (ESC) durante el periodo de cese de la explotación, incluyendo resultados obtenidos”.*

El titular ha establecido un “Plan de conservación de estructuras, sistemas y componentes durante el periodo de cese de explotación en la Central Nuclear de Santa María de Garoña”, rev. 0. que ha sido remitido al CSN con fecha 30 de octubre de 2014 y nº de registro 43746. La implantación del plan tuvo un retraso de aproximadamente nueve meses desde que se produjo la descarga del combustible en diciembre de 2012.

Como consecuencia de la evaluación realizada por el CSN se concluye que se considera adecuado el plan remitido por NN ya que, pese a no existir normativa específica sobre técnicas de conservación, el titular ha consultado y utilizado bibliografía y experiencias operativas tanto del campo nuclear como convencional, y realizado “benchmarking” con otras centrales para la selección de las técnicas de conservación más idóneas.

Asimismo se considera adecuado el programa de pruebas establecido por el titular para comprobar que se mantiene la fiabilidad de los equipos. En las pruebas e inspecciones realizadas por el titular hasta la fecha no se han detectado degradaciones en las ESC como consecuencia del retraso en el comienzo de las actividades de conservación; además, las pruebas e inspecciones realizadas han confirmado la adecuación de algunos de los métodos de conservación seleccionados.

No obstante, se concluye que NN debe implantar las siguientes acciones, que han sido asumidas por el titular mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), antes de la carga de combustible:

- El titular deberá completar las inspecciones previstas, tanto las adicionales del plan de conservación como las correspondientes a otros programas (MISI, PGE-LP,...) con objeto de verificar que no se han producido degradaciones en las ESC.
- El plan de conservación se complementará con un plan de restauración de equipos que deberá ser evaluado de forma conjunta con los resultados del plan de conservación y de las pruebas e inspecciones realizadas.

Inspecciones o pruebas para verificar aspectos funcionales o de integridad estructural

2. *“Con respecto a las penetraciones de los accionadores de barras de control (CRD), el titular deberá elaborar y remitir al CSN para su apreciación favorable, un programa de actividades a realizar sobre estos componentes que incluya el plan de inspección base de referencia y la*

actualización del plan de contingencia. Este programa deberá haberse completado antes de la carga de combustible”.

Con fecha 23 de septiembre de 2014 y nº de registro 43259 se recibió en el CSN una propuesta de NN para el cumplimiento de este punto, basada en el modelo de iniciación y crecimiento de defectos utilizado para definir los programas de inspección de cada parada de recarga, con el fin de garantizar el cumplimiento de los criterios de evitar fugas en operación y mantener la capacidad estructural de las penetraciones.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 4 de febrero de 2015, estudió la propuesta mencionada y acordó apreciarla favorablemente con las siguientes condiciones:

- El alcance del programa de inspección debía ampliarse para incluir la totalidad de las 97 penetraciones de los CRD.
- Tras la finalización de la inspección, el titular debía remitir al CSN un informe que incluyese los valores obtenidos tanto del espesor remanente como de la sección sana de las penetraciones, así como una valoración global de los resultados y una comparación con el modelo utilizado para la definición del programa de inspecciones.
- Si los resultados de esta inspección ponían de manifiesto un comportamiento diferente del esperado según el modelo empírico existente hasta la fecha, el titular debía ponerlo en conocimiento del CSN y presentar el correspondiente plan de contingencia.

El programa de inspecciones fue ejecutado en dos fases, una primera durante los meses de marzo y abril de 2015, y la segunda durante el mes de octubre de ese mismo año.

Como consecuencia de la evaluación realizada por el CSN de los informes de inspección remitidos por NN (nº de registro 42392/15 y 44515/15), se concluye que las siguientes acciones deberán implantarse antes del arranque del próximo ciclo de operación, gestionándose como condiciones en el informe preceptivo del CSN sobre la SRAE:

- NN presentará al CSN un plan de inspecciones para las dos próximas paradas, que deberá tener un amplio alcance incluyendo, al menos, un 20% de las penetraciones correspondientes a cada una de las diferentes situaciones, penetraciones sin sello con y sin defecto y penetraciones con sello, incorporando en el mismo todas aquellas penetraciones con resultados discrepantes con el modelo en la inspección efectuada en 2015.
- NN dispondrá de los procedimientos de control de la química del agua del reactor, que garanticen razonablemente la eficacia del sistema de inyección de hidrógeno, asegurando que se cumplen los criterios o límites definidos sobre el potencial electroquímico (ECP) y conductividad del agua, el control de los transitorios de conductividad y la disponibilidad del sistema, y definiendo acciones en caso de que no se cumplan los objetivos de disponibilidad del sistema.

3. *“El titular deberá elaborar y remitir al CSN para su apreciación favorable un plan de inspección de la vasija del reactor, a la luz de los fenómenos degradatorios detectados en las centrales de Doel 3 y Tihange 2. La evaluación por el titular de los resultados de este plan de inspección deberá haberse completado antes de la carga de combustible”.*

Con fecha 23 de septiembre de 2014 y nº de registro 43261 se recibió en el CSN una propuesta de NN para el cumplimiento de este punto, a la que se adjuntaba la especificación “Inspection of the Garoña Vessel Forged Rings” de ref. IG-50-032. Posteriormente, con fecha 15 de octubre de 2014 y nº de registro 43506 se recibió en el CSN el documento “Alcance de inspección de material base del reactor en 2014”, rev. 0.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 26 de noviembre de 2014, estudió la mencionada propuesta y acordó apreciarla favorablemente.

Las inspecciones fueron realizadas durante los meses de noviembre y diciembre de 2014. Con fecha 13 de febrero de 2015 y nº de registro 40549 se recibió en el CSN el “Informe de la inspección de los anillos forjados de la vasija del reactor”, rev. 0.

Como consecuencia de la evaluación realizada por el CSN, se concluyó que en base a los resultados de las reevaluaciones realizadas de los registros de los exámenes de fabricación y del programa de inspección en servicio, así como del volumen de material base inspeccionado en 2014 y de sus resultados, se dan las garantías suficientes para considerar que el material de la vasija de CNSMG no se encuentra afectado por la problemática detectada en las vasijas de Döel 3 y Tihange 2.

4. *“El titular deberá elaborar y remitir al CSN para su apreciación favorable un plan de inspección base de referencia para verificar el estado de los internos de la vasija del reactor, incluyéndose, entre otros, el “core shroud” y los secadores. La evaluación por el titular de los resultados de este plan de inspección deberá haberse completado antes de la carga de combustible”.*

Con fecha 23 de septiembre de 2014 y nº de registro 43258, NN presentó para su apreciación favorable una propuesta para el cumplimiento de este punto, que consistía en la inspección visual remota de diversos componentes internos de la vasija.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 26 de noviembre de 2014, estudió la mencionada propuesta y acordó apreciarla favorablemente, condicionada a la incorporación en el alcance de la inspección de los siguientes componentes:

- Tirantes instalados en la envoltura del núcleo.
- Cuñas del soporte inferior del núcleo correspondientes a los tirantes anteriores.
- Soporte secundarios de los tramos ascendentes “risers” de las bombas de chorro.

- Zonas accesibles de la parte inferior de la vasija con una muestra representativa de penetraciones del fondo, así como de áreas de la superficie interna correspondiente al casquete inferior de la vasija.

El programa de inspecciones fue ejecutado en dos fases, la primera realizada durante los meses de noviembre y diciembre de 2014, y la segunda durante marzo y abril de 2015; los informes de resultados de las inspecciones fueron remitidos al CSN mediante cartas de NN con nº de registro 40548/15 y 42391/15, respectivamente.

De la evaluación realizada por el CSN del informe de resultados de la inspección remitido por NN se concluye que:

- Los resultados no muestran la existencia de degradaciones de material.
- Se han reportado condiciones mecánicas anómalas, pero en ningún caso se ha considerado que afecten a la función del componente.
- NN ha planificado acciones para resolver las condiciones anómalas detectadas y documentadas como incidentes menores.

No obstante, se concluye que NN debe implantar antes de la carga de combustible la siguiente acción, que ha sido asumida por el titular como compromiso mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16):

- NN confirmará al CSN el plan de ejecución de los trabajos identificados en el Programa de Acciones Correctoras (PAC) sobre los registros de incidente menor reportados en los informes de inspección de los internos de la vasija del reactor.

5. *“El titular deberá elaborar y remitir al CSN para su apreciación favorable el programa de inspección de las soldaduras circunferenciales de la vasija del reactor. Estas inspecciones se realizarán mediante técnicas validadas, y los resultados obtenidos serán evaluados por el titular antes de la carga de combustible”.*

Con fecha 23 de septiembre de 2014 y nº de registro 43260, NN presentó ante el CSN, para su apreciación favorable, una propuesta para el cumplimiento de este punto, que consistía en la inspección de las soldaduras circunferenciales entre los anillos 3 y 10 de la vasija del reactor, así como de la soldadura cuerpo-bridá, utilizando para ello procedimientos de examen validados de acuerdo con la metodología UNESA-CEX-120.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 26 de noviembre de 2014, estudió la mencionada propuesta y acordó apreciarla favorablemente, indicando al titular que debía tener en cuenta que la inspección a realizar no sería contabilizada para el cumplimiento de los requisitos del 5º intervalo de inspección (2011-2021) del Manual de Inspección en Servicio.

Los resultados de las inspecciones realizadas durante los meses de noviembre y diciembre de 2014 fueron remitidos al CSN con fecha 13 de febrero de 2015 y nº de registro 40550/15. De acuerdo con la evaluación realizada por el CSN, los resultados de las inspecciones muestran que no se han detectado indicaciones asociadas a grietas abiertas a la superficie. En cuanto a las dos

indicaciones planares detectadas en una de las soldaduras circunferenciales, se consideran aceptables de acuerdo con los criterios de aceptación aplicables de la subsección IWB-3000 del código ASME-XI, resultando que no se han detectado defectos que pudieran afectar a la integridad estructural de la vasija.

Factores humanos y organizativos

6. *“El titular deberá remitir al CSN un programa de formación del personal de explotación que incluirá la planificación de solicitudes de concesión de licencias de personal de operación y programas de formación asociados. El titular deberá garantizar que sus programas y procesos de formación y entrenamiento se adecúan a los requisitos aplicables a las centrales nucleares españolas en operación”.*

Con fecha 2 de diciembre de 2014 y nº de registro 44162 se recibió en el CSN el programa de formación propuesto por NN para el personal de explotación con licencia de operación. Con fecha 23 de diciembre de 2014 y nº de registro 44506 se recibió en el CSN el programa de formación propuesto por NN para el resto del personal de explotación.

Durante el proceso de evaluación se identificaron determinadas discrepancias sobre la interpretación de los requisitos del Reglamento de Funcionamiento (RF) y de las ETFM, en cuanto al personal con licencia de operación necesario en sala de control tras la concesión de la autorización de explotación, así como su programa de formación aplicable hasta la carga de combustible. Como consecuencia, con fecha 29 de marzo de 2016 y nº de registro 41403 el titular remitió al CSN una propuesta del programa de formación de personal con licencia de operación en el que se incluían los nuevos periodos de formación, considerándose aceptable.

De la evaluación realizada por el CSN se alcanzan las siguientes conclusiones:

- La validez del programa de formación de personal con licencia está condicionada a las previsiones o hipótesis temporales actuales para la carga de combustible y a la verificación por parte del CSN del desarrollo y completa impartición con aprovechamiento del mismo, incluyendo la certificación por parte del titular de la cualificación de todas las licencias de operación antes de la carga de combustible.
- En cuanto a la recuperación de la vigencia de las licencias de operación para la fase de explotación, el programa de formación propuesto por el titular es aceptable siempre y cuando se cumplan los requisitos de la Instrucción del CSN IS-11 sobre licencias de personal de operación en centrales nucleares. Las licencias podrán ser concedidas coincidiendo con la Autorización de explotación con la condiciones de recibir con aprovechamiento la formación intensiva teórica y de simulador que el titular tiene previsto impartir pocos meses antes del arranque, y de realizar las horas de entrenamiento y solape requeridas en el puesto de trabajo durante ese periodo anterior al arranque. Cambios significativos en previsiones o hipótesis temporales actuales de carga de combustible podrían modificar esta conclusión.
- Se considera aceptable el programa de formación establecido para el personal sin licencia de operación, condicionado al cumplimiento con las previsiones o hipótesis temporales

actuales para la carga de combustible. Un cambio significativo en estas previsiones podría invalidar la presente conclusión.

- La aprobación del programa de formación para la explotación de la central del personal sin licencia se condiciona a la verificación por parte del CSN del desarrollo y completa impartición con aprovechamiento de este programa, previa certificación del titular, antes de la carga de combustible.

7. *“El titular deberá identificar y remitir al CSN la dotación mínima prevista para realizar y supervisar las funciones y actividades correspondientes a la fase actual y hasta la carga de combustible. El titular deberá elaborar y remitir al CSN un programa para el restablecimiento de la capacidad técnica requerida para una central nuclear en operación”.*

Con fecha 23 de diciembre de 2014 y nº de registro 44507 se recibió en el CSN carta de NN a la que se adjuntaba el “Informe sobre la capacidad técnica de la organización de Nuclenor hasta la carga de combustible” de ref. I-GR-01, rev. 3. Como consecuencia del proceso de evaluación, fue revisado posteriormente el citado documento y remitido al CSN con fecha 16 de diciembre de 2015 y nº de registro 44644. Asimismo, como consecuencia de la inspección del CSN con acta de ref. CSN/AIN/SMG/15/735, Nuclenor remitió el documento de ref. PCO-DR-004 (nº de registro 43471/15) que incluye el análisis previo del cambio organizativo correspondiente a la propuesta de revisión del Reglamento de Funcionamiento para la operación de la central.

Como resultado de la evaluación realizada por el CSN, se concluye que se considera aceptable el programa de actuaciones propuesto por el titular, tanto en lo relativo a la dotación mínima para la fase actual y hasta la carga de combustible como para la recuperación de la capacidad técnica de la plantilla para una central en operación, para lo cual Nuclenor ha previsto un programa de relevo, un plan de formación y la evaluación de cambios organizativos, además del mantenimiento de las relaciones contractuales con empresas que proporcionan personal externo permanente.

Los análisis realizados por el titular están basados en la hipótesis de la disponibilidad de un periodo de entre seis y nueve meses entre la concesión de la autorización de explotación y la carga de combustible. Cambios significativos en esta hipótesis podrían invalidar las conclusiones de la evaluación.

Nuclenor deberá cumplir el siguiente requisito, que ha sido incorporado en las ITC asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación:

- El titular deberá verificar previamente al arranque de la central que el programa de actuaciones propuesto se ha implantado de acuerdo con lo previsto. Nuclenor deberá informar al CSN del cumplimiento de las actuaciones previstas (disponibilidad efectiva de recursos humanos, ejecución del plan de relevo, programa de formación, gestión de cambios organizativos y actuaciones relativas a personal contratado), con anterioridad a ese momento.

Asociados a la operación a largo plazo

8. *“El titular deberá actualizar las curvas Presión-Temperatura (P-T) identificando la documentación utilizada. Asimismo adjuntará, en base a esta actualización y si fuera necesario, una propuesta de cambio de ETFM”.*

Con fecha 17 de noviembre de 2014 y nº de registro 43992 se recibió en el CSN procedente del Minetur, para su informe preceptivo, solicitud de aprobación de la propuesta de revisión 34B de las ETFM. Dado que la actualización de las curvas P-T está asociada a la renovación de la autorización de explotación, los aspectos contenidos en la misma afectan a las ETFM aplicables una vez concedida la renovación de la autorización de explotación.

En la documentación presentada por Nuclenor se incluyeron las curvas P-T para 40, 50 y 60 años de operación, siguiendo la metodología propuesta por las últimas versiones de la sección XI del Código ASME e incorporando los nuevos datos de fluencia neutrónica. Para cada uno de esos años de operación se determinan las curvas correspondientes a los escenarios de arranque-parada en operación normal y de prueba hidráulica, así como para las condiciones de núcleo crítico.

La evaluación realizada por el CSN concluyó que tanto la metodología de cálculo de la fluencia neutrónica y de las curvas P-T, así como la realización de medidas dosimétricas cumplen con lo establecido en la normativa aplicable.

La correspondiente solicitud de NN de aprobación de la revisión de las ETFM fue informada favorablemente por el Pleno del CSN en su reunión del cuatro de noviembre de 2015 y aprobada por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo mediante Resolución de fecha 17 de noviembre de 2015.

9. *“En relación con la Inspección en Servicio (ISI/IST), el titular deberá definir el 5º intervalo de inspección y su programa de cumplimiento, principalmente en lo que respecta a pruebas funcionales durante el periodo de cese. Se deberá incluir el programa de inspección de las soldaduras sobre tuberías de acero inoxidable basado en el NUREG-313, rev. 2 “Technical Report on Material Selection and Process Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping”.*

Con fecha 18 de diciembre de 2014 y nº de registro 44413 se recibió en el CSN carta de NN el “Programa de cumplimiento del 5º intervalo de inspección del MISI. Respuesta al punto 9 del anexo de la Instrucción Técnica Complementaria de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14”, rev. 0.

En relación con la definición del 5º intervalo de inspección de 10 años, que comenzó en mayo de 2011, el titular propone revisar su duración, de forma que la finalización del mismo se produzca cuando finalice el periodo de tiempo que resulte de añadir, a los 10 años del intervalo estándar, la duración de la actual parada iniciada en diciembre de 2012. De acuerdo con la evaluación realizada por el CSN, esta propuesta es aceptable, ya que es acorde con el artículo IWA-2430(e) de la sección XI del código ASME.

El programa de inspección en servicio para la primera y única parada del primer periodo de tres años del 5º intervalo, coincidente con la actual parada, se considera asimismo aceptable.

En cuanto al programa de pruebas funcionales durante el periodo de cese, las pruebas relativas a las ESC requeridas durante la situación de cese se realizan de acuerdo con el Manual de Inspección en Servicio en Parada (MISP); por su parte, el alcance de las pruebas funcionales de las ESC no requeridas durante la situación de cese se encuentra definido en el programa de conservación, considerándose aceptable por la evaluación del CSN.

La evaluación del programa de inspección de las soldaduras sobre tuberías de acero inoxidable que está previsto ejecutar antes del final de la presente parada, concluye que es aceptable, ya que cumple con los requisitos de la normativa aplicable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación las siguientes conclusiones, que han sido asumidas como compromisos por el titular mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), y que serán cumplidos antes de la carga de combustible:

- Proceder a la revisión del MISI para incluir el análisis del Information Notice IN-2014.02 “Failure to Properly Pressure Test Reactor Vessel Flange Leak-off Lines” de la US-NRC, que conlleva la identificación y reclasificación de las líneas objeto de dicha IN, y consiguiente inspección visual VT-2.
- Dado que no es posible la realización de la prueba en servicio de la bomba del HPCI, el titular deberá definir un programa de mantenimiento y pruebas adecuado para dicha bomba, al objeto de detectar cualquier deterioro en el funcionamiento de la misma y así mantenerla en un estado de conservación adecuado.
- NN tiene previsto realizar pruebas de tarado de válvulas de alivio (RV), seguridad (SV) y alivio/ seguridad (SRV) únicamente en caso de desmontaje por mantenimiento en el sistema correspondiente, a excepción del sistema de vapor principal para el que se tiene previsto la revisión total de las válvulas. El titular deberá definir un programa de pruebas sobre las válvulas de alivio, seguridad y alivio y seguridad (SV, RV y SRV) del resto de los sistemas, al objeto de detectar cualquier deterioro en el funcionamiento de las mismas con el objetivo de mantenerlas en un estado de conservación adecuado.
- Para aquellas válvulas de categoría C de retención (tipo CHKV), válvulas de alivio electromáticas (PORV), válvulas rompedoras de vacío (tipo VRV), válvulas explosivas (tipo XOV) y discos de ruptura (tipo DRUP), que no pueden ser probadas durante el periodo de cese, el titular deberá definir un programa de pruebas al objeto de detectar cualquier deterioro en su funcionamiento con el objetivo de mantenerlas en un estado de conservación adecuado.
- Dentro de los tres meses anteriores a que los sistemas se requieran operables, se deberán realizar todas las pruebas de presión y pruebas funcionales aplicables, de acuerdo con lo establecido en el Código ASME XI y OM ed. 2004.
- El programa de inspección de las soldaduras sobre tuberías de acero inoxidable aplicable a la 28ª parada de recarga, remitido por el titular mediante carta de ref. NN/CSN/221/2014, se deberá ejecutar antes de la carga de combustible.

10. *“El titular deberá actualizar el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) de acuerdo con la IS-22 sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares, en la que se referencia la revisión 2 del documento “Generic Aging Lessons Learned Report”, NUREG-1801 (GALL-2)”.*

Con fecha 15 de diciembre de 2014 y nº de registro 44323 se recibió en el CSN carta de NN a la que se adjuntaba el documento “Actualización del Plan de Gestión de Envejecimiento a Largo Plazo (PGE-LP) mediante la revisión del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) frente a la revisión 2 de GALL”, rev. 0.

La documentación remitida por NN tiene por objeto identificar las modificaciones introducidas por el informe GALL-2 con respecto a su revisión 1, evaluar la aplicabilidad e incidencia de las mismas sobre la revisión vigente del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) y verificar la validez de los Análisis de Envejecimiento Función Tiempo (AEFT) incluidos en el mismo para un periodo de operación de SMG de hasta 60 años.

La metodología de trabajo utilizada por el titular ha sido la siguiente:

- Identificación de las modificaciones introducidas en el informe GALL-2, frente al documento GALL-1.
- Evaluación de la aplicabilidad e incidencia de dichas modificaciones sobre el informe PIEGE.
- Descripción de los resultados de la evaluación y de la incidencia de las nuevas combinaciones de materiales y ambientes identificadas en el informe GALL-2.
- Identificación de las propuestas de mejora necesarias para la adecuación del informe PIEGE.

De la evaluación realizada por el CSN se concluye que el análisis realizado por NN sobre el impacto en el informe PIEGE de las modificaciones del documento GALL-2, en cuanto a componentes, materiales, ambientes, efectos y mecanismos de envejecimiento, contenido de los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE), bases de los AEFT y verificación de la validez de dichos AEFT para 60 años de operación de la planta, es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación las siguientes conclusiones, que han sido asumidas como compromisos por el titular mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), y que serán cumplidos antes de la carga de combustible:

- En relación con el PG-29 “Vigilancia del envejecimiento de cables eléctricos”, adicionalmente a lo ya requerido por la PM-RGE-14, CNSMG realizará la siguiente mejora: partiendo del contenido del PGE-29 desarrollado en el documento II.10.0199 revisión 4, se deberán realizar tres PGE independientes (para cables accesibles, cables de instrumentación y cables inaccesibles o enterrados), basados en los correspondientes AMP-XI-E1, XI-E2 y XI-E3 del GALL2.

- Las veintiséis propuestas de mejora (PM) identificadas por NN en el documento de ref. LP.00-521 rev.0, así como la mejora identificada en el párrafo anterior, deberán estar desarrolladas antes de la carga de combustible.
- En cuanto al análisis realizado por NN y descrito en el documento de ref. LP.00-521, sobre el impacto en el informe PIEGE de las modificaciones incluidas en el documento GALL2, en cuanto a las bases de los AEFT y la verificación de su validez para los 60 años de operación:
 - O Todos los AEFT relacionados con la fatiga de los metales y de la contención primaria que requieran una revisión de los cálculos originales que los soportan, deberán estar finalizados antes del arranque.
 - O Para validar el AEFT relacionado con la “Clasificación Ambiental de Equipo Eléctrico” para el periodo de operación solicitado, el titular debe definir e implantar, un nuevo PGE específico para cables con requisitos de calificación ambiental que contemple los criterios siguientes:
 - El alcance del programa incluirá a todos los cables con requisito de calificación ambiental y que se identifican en el anexo H al ECA.
 - El programa se basará en la vigilancia de la “condición calificada” de los cables, y tomará como referencia el contenido de las RG- 1.211, de abril de 2009, RG-1.218, de abril 2012, y del NUREG/CR-7000, de junio de 2010.
 - Los cables a vigilar se seleccionarán en función de su potencial susceptibilidad a la degradación por envejecimiento, teniendo en cuenta, como mínimo, lo siguiente:
 - Antigüedad del cable instalado: preferentemente cables originales de GE y otros cables instalados con anterioridad al año 2000.
 - Condiciones ambientales: preferentemente cables asociados a equipos en el pozo seco y túnel de vapor, cables en zonas de alta temperatura o radiación y cables continuamente energizados.
 - Importancia de cables para la seguridad.
 - Se incluirán necesariamente los cables con aislamiento de XLPE.
 - Se deberán aplicar técnicas de vigilancia reconocidas como efectivas para la detección de la degradación de los distintos tipos de cables, basadas en indicadores de la condición validados, que permitan un seguimiento de su estado de envejecimiento durante el periodo de operación a largo plazo.
 - El programa se actualizará en el futuro, teniendo en cuenta los resultados de la fase 3 del programa de investigación de UNESA sobre cables.
- Deberá realizarse una evaluación completa de los LR-Interim Staff Guidance aplicable a CNSMG y su consecuente desarrollo documental y aplicación sobre el PIEGE-LP.
- NN deberá remitir al CSN, antes de la carga de combustible, la revisión 5 del PIEGE, así como la revisión correspondiente del Estudio Final de Seguridad.
- En relación con el proceso de desarrollo e implantación del PGE-LP, se deberán realizar, antes del arranque de la planta todas las acciones especificadas en el informe anual de

gestión de envejecimiento (IAGE-2015, rev. 0) programadas y no realizadas como consecuencia de la actual situación de cese de explotación de la central.

- Asimismo, antes del arranque de la planta se deberán resolver todas las propuestas de mejora (33) asociadas a los PGE reflejadas en el anexo I al informe anual de gestión de envejecimiento, ref. IAGE-2015 rev. 0.

Análisis de seguridad de temas específicos

11. *“El titular deberá presentar un análisis de cumplimiento con la revisión 1 de la IS-30 sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares, incluyendo, en su caso, un plan de adaptación y medidas compensatorias”.*

Con fecha 30 de octubre de 2014 y nº de registro 43745, se recibió en el CSN carta de NN a la que se adjuntaba la siguiente documentación:

- “Análisis de cumplimiento de la IS-30, revisión 1”, ref. CI-10-CSN-002, rev. 0.
- “Plan de adaptación y medidas compensatorias para el cumplimiento con la IS-30 revisión 1”, ref. CI-10-CSN-004, rev. 0.

En la citada documentación, en forma de tabla, se indicaba para cada punto de la IS-30, rev. 1 su grado de implantación en la central, así como las actividades a realizar por el titular para solucionar las desviaciones identificadas en el análisis, y el programa de realización de las mismas y las medidas compensatorias que se pudieran aplicar.

En reunión mantenida el 3 de febrero de 2016 entre representantes del CSN y de Nuclenor, NN se comprometió a desarrollar, antes de la concesión de la renovación de la autorización de explotación, una revisión del análisis de riesgos de incendios (art. 3.3.1 de la IS-30) y del análisis de parada segura en caso de incendios (art. 3.3.3 de la IS-30) que se correspondiesen con la situación final de la central para el periodo de explotación y a referenciar ambos análisis en la revisión del Estudio de Seguridad aplicable a la autorización de explotación. La revisión de los análisis ha sido realizada (nº de registro 41783/16) y su referencia se ha incluido en la solicitud de aprobación de la propuesta de revisión 42M del Estudio de Seguridad cuya aprobación se propone simultáneamente con la autorización de explotación, por lo que la evaluación del CSN considera este punto cumplido.

En la misma reunión del 3 de febrero, el titular comunicó su intención de solicitar la apreciación favorable del CSN a la propuesta de vías alternativas para el cumplimiento de determinados artículos de la IS-30. Con fecha 2 de junio se recibió en el CSN (nº de registro 8799/16), procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas, la mencionada solicitud, en relación con el artículo 3.2.5 y los anexos A.2, A.3 y A.7 de la IS-30.

Se debe tener en cuenta que la planificación de resolución de desviaciones a la IS-30 del plan de adaptación contempla plazos que no se corresponden, en algunos casos, con los estipulados en la propia instrucción del CSN que, por otra parte, sería de aplicación a partir del momento de la concesión de la autorización de explotación. Pese a lo anterior, y en tanto no se cargue combustible en el núcleo del reactor, teniendo en cuenta la situación actual de la planta y las medidas compensatorias propuestas por NN, la evaluación del CSN concluye que estas

desviaciones no suponen un aumento en el riesgo ni un menoscabo en la seguridad y, por ello, se considera aceptable el plan de adaptación y medidas compensatorias para el cumplimiento con la IS-30 remitido por el titular.

En la reunión del 3 de febrero de 2016 el titular se comprometió a tener finalizado, antes de la renovación de la autorización de explotación, un procedimiento que deberá actualizarse con el avance de las modificaciones diseñadas para la adaptación a la IS-30 y en el que se identifique claramente cuáles son las áreas afectadas por cada una de las desviaciones al cumplimiento de esa norma y qué medidas compensatorias aplican en cada caso. Asimismo este procedimiento garantizará que, ante cualquier aumento del riesgo de fuego y ante cualquier indisponibilidad de los medios de PCI, el titular realizará una evaluación de la seguridad de la planta en la que considerará la situación real de la misma en ese momento y la idoneidad de las medidas compensatorias establecidas. Este punto está incluido en la lista de compromisos del titular remitida al CSN mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016.

La evaluación realizada por el CSN concluye que se considera adecuadamente satisfecho el punto 11 de la ITC-14.01, teniendo en cuenta que:

- Antes de la carga de combustible, el titular deberá tener implantados y cumplidos todos los requisitos de la IS-30

La anterior conclusión ha sido incorporada en las ITC asociadas a los límites y condiciones del informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación las siguientes conclusiones.

12. *“El titular deberá demostrar el cumplimiento con el criterio de fallo único en el diseño del sistema de despresurización automática (requisito 5.13 de la Instrucción IS-26 sobre aspectos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares y criterio 34.3 de la Instrucción IS-27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares) para hacer frente a accidentes postulados en los que se da crédito a las válvulas que lo integran, o presentar una alternativa para su cumplimiento”.*

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44131 NN presentó en el CSN el análisis de cumplimiento con el criterio de fallo único en el diseño del sistema de despresurización automática (ADS).

El ADS es un sistema diseñado para hacer frente a una rotura pequeña o mediana de una tubería en el interior del pozo seco. En estas condiciones, el sistema debe permitir reducir la presión de la vasija del reactor de forma que, si el HPCI no funciona o no es capaz de mantener el inventario de la vasija del reactor, los sistemas de refrigeración de emergencia de baja presión (LPCI y CS) pueden operar y aportar el inventario necesario para mantener refrigerado el combustible.

El análisis realizado por el CSN considerado aceptable por la evaluación del CSN considera que el ADS es un subsistema que funciona integrado dentro de las salvaguardias del “*Loss Of Coolant Accident*” LOCA y no debe analizarse de manera independiente. Por lo tanto, no es necesario aplicarle el criterio de fallo único como tal, ya que su actuación está siempre condicionada al

posible fallo del sistema de inyección de alta presión (HPCI), con lo cual, en el caso de un LOCA con fallo de este último sistema, ya se considera ése como el fallo del sistema ECCS en su conjunto. Adicionalmente, la actual redacción de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) se considera correcta ya que requiere la parada de la planta ante la indisponibilidad de una sola de las válvulas con función ADS.

En consecuencia, se considera que el análisis presentado por el titular es correcto por lo que el punto 12 de la ITC-14.01 queda cumplido.

13. *“Dentro del alcance de la propuesta de revisión del Estudio de Seguridad que remitirá en base al apartado primero a) de la solicitud de renovación de la autorización de explotación, el titular deberá incluir la revisión del Capítulo 6.2 “Sistemas del recinto de contención” en lo relativo a los análisis de comportamiento funcional de la contención en caso de accidente de rotura de tuberías, para dar cumplimiento a los criterios del “Standard Review Plan” NUREG-0800, apartado 6.2.1.1 c “Pressure-Supression Type BWR Containments”, rev. 7 de marzo de 2007.*

Para llevar a cabo los análisis requeridos para la actualización del Capítulo 6.2 del Estudio de Seguridad se deberá utilizar una metodología que identifique y justifique los criterios de conservadurismo específicos utilizados”.

Con fecha 10 de julio de 2015 y nº de registro 42763 se recibió en el CSN procedente del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, para su informe preceptivo, la solicitud de autorización para utilizar una metodología de cálculo de la respuesta de contención modificada respecto a la de origen (MD-654) en caso de accidente de rotura de tuberías.

Por parte del CSN se han evaluado los cálculos de descarga de masa y energía realizados en relación al análisis de contención, así como la aplicación de la metodología y el modelo desarrollado por General Electric Hitachi (GEH) mediante los códigos M3CPT y SHEX al análisis de respuesta de la contención de CNSMG y, en particular, el cálculo de la presión y temperatura pico como consecuencia del accidente base de diseño, considerándose aceptables tanto los cálculos como la metodología y modelo de planta utilizados. Asimismo se consideran aceptables las modificaciones propuestas por el titular al Estudio de Seguridad.

Debido a que los análisis de comportamiento funcional de la contención en caso de accidente de rotura de tuberías aplican en una situación de operación de la planta, las siguientes conclusiones deberán ser cumplidas por el titular antes de la carga de combustible:

- En relación con la acción manual del cambio del modo de funcionamiento del LPCI, que debe ser realizada transcurridos 10 minutos tras el accidente, el titular deberá procedimentar adecuadamente lo requerido en el artículo noveno (F) de la IS-37 (*Hipótesis sobre fallos y operabilidad de sistemas y componentes en análisis de sucesos base de diseño*).
- El titular deberá revisar sus ETFM para incluir como nuevos parámetros, de acuerdo con el artículo cuatro de la IS-32, aquellos que corresponden a condiciones iniciales consideradas en el análisis de contención (concretamente, humedad relativa inicial del pozo seco y temperatura inicial del pozo seco). Así mismo, el titular deberá revisar la redacción actual de las Bases de las ETFM, para hacerla consistente con la nueva redacción del ES.

Las anteriores conclusiones no se incluyen en el condicionado de la propuesta de informe del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación ni en las ITC asociadas, ya que, de acuerdo con los criterios de la IS-21, tanto esta modificación del Estudio de Seguridad como la de las ETFM requieren la aprobación por el MINETAD, por lo que serán objeto de una PDT específica que se emitirá antes de la carga de combustible. Por el mismo motivo, tampoco se han incluido en la carta de compromisos del titular de ref. NN/CSN/160/2016.

Modificaciones derivadas de las pruebas de resistencia post-Fukushima y de los requisitos para situaciones con pérdida de grandes áreas de la central

14. *“El titular deberá presentar una propuesta de cumplimiento con las actuaciones identificadas en los siguientes documentos:*

- *“Informe final de las pruebas de resistencia de C.N. Santa María de Garoña”, rev. 0 de octubre de 2011.*
- *“Final Report Stress Test Carried Out by the Spanish Nuclear Power Plants”. Consejo de Seguridad Nuclear.*
- *“Post-Fukushima European Action Plan. Spain National Action Plan”. December 19th, 2012.*
- *“Stress Tests performed on European Nuclear Power Plants. Peer Review Report for Spain”. ENSREG, April 2012.*

Para ello deberá remitir al CSN para su apreciación favorable un programa con las fechas estimadas para la implantación de los requisitos identificados en las Instrucciones Técnicas Complementarias de ref. CNSMG/SMG/SG/11/07, CSN/ITC/SG/SMG/12/02, CNSMG/SMG/SG/11/20 y CSN/ITC/SG/SMG/12/03, que no estén incluidos en la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/13/02 sobre la adaptación de las ITC post-Fukushima a la situación de cese de la explotación. Este programa deberá haberse completado antes de la carga de combustible”.

Con fecha 29 de octubre de 2014 y nº de registro 43737, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN del programa de implantación de los requisitos de las ITC post-Fukushima no incluidos en la ITC de adaptación a la situación de cese.

Como consecuencia del proceso de evaluación, con fecha 3 de marzo de 2016 y nº de registro 40990 se recibió en el CSN carta de Nuclenor adjuntando una revisión del programa de implantación de los citados requisitos.

El citado programa identifica el plazo para finalizar la implantación de los requisitos, a contar desde la fecha de la eventual concesión de renovación de la autorización de explotación, y considera como fecha prevista para la carga de combustible la resultante de añadir un periodo de tiempo de 12 meses a dicha fecha de renovación.

La propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/SMG/1603/190 propone la apreciación favorable del programa antes referenciado de implantación de los requisitos de las ITC post-Fukushima no incorporados en la ITC de adaptación a la situación de cese de explotación.

15. *“El titular deberá remitir al CSN para su apreciación favorable, las propuestas de las modificaciones de diseño correspondientes al nuevo Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), a la instalación de un venteo filtrado de la contención y a la instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR), que deberán estar implantadas antes de la carga de combustible”.*

15.1 Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE)

Con fecha 20 de enero de 2015 y nº de registro 40159/15, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de la modificación de diseño del Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE).

Este nuevo edificio está concebido para ser un centro alternativo para la gestión de situaciones muy severas que se puedan plantear. Para ello debe estar diseñado de acuerdo con criterios adecuados que permitan mantener sus funciones en situaciones extremas, de acuerdo con el criterio básico de defensa en profundidad seguido tras el accidente ocurrido en la central de Fukushima. Por ello, aplican criterios estrictos en cuanto a la habitabilidad y protección frente a sucesos externos (terremotos, inundaciones y otros fenómenos extremos, incluidas combinaciones creíbles de estos).

El Pleno del Consejo en su reunión del día 18 de diciembre de 2013 acordó aprobar el documento “Criterios de evaluación a considerar en las modificaciones de diseño post-Fukushima”, de ref. CSN/INF/INSI/13/896. En el anexo 4 de este documento se especifican los criterios utilizados en las evaluaciones del CAGE realizadas por el CSN.

Mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06 (nº de registro 2984/15), el CSN recordó al titular que la modificación de diseño del CAGE debía estar implantada antes de la carga de combustible, de acuerdo con la ITC-14.01. Asimismo señalaba esta carta que el cumplimiento de este requisito no se consideraba necesario para la emisión del informe preceptivo del CSN correspondiente a la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE).

Por tanto, en la presente PDT no se incluyen las conclusiones del proceso de evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la modificación de diseño del CAGE. La MD del CAGE será objeto de una PDT para su apreciación favorable por el Pleno del CSN sobre la entrada en servicio del edificio, cuyas conclusiones serán comunicadas al titular antes de la carga de combustible.

15.2 Sistema de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC)

El punto 15 de la ITC-14.01 requiere la remisión al CSN por parte del titular para su apreciación favorable de la propuesta de modificación de diseño de un venteo filtrado de la contención (SVFC). Con posterioridad a la emisión de la citada ITC-14.01 el CSN consideró que, en aplicación de la Instrucción del Consejo IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, la citada modificación requería autorización de puesta en servicio.

Por tanto, con fecha 18 de febrero de 2015 se recibió en el CSN, procedente del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo (nº de registro 40634/15) para su informe preceptivo, la solicitud de NN de autorización de la modificación de diseño correspondiente a la instalación de un venteo filtrado de la contención y aprobación de las propuestas de revisión de los documentos oficiales de explotación afectados por la modificación.

CNSMG dispone en la actualidad de un venteo duro ("*hard vent*") de la contención primaria, instalado en 1992. Este venteo dispone de una conexión para el venteo del "pozo seco" y otra para el "toro", que se unen en una tubería común y que se puede conducir hasta la chimenea. El venteo directo a la chimenea se realiza a través de una válvula motorizada. La modificación de diseño propuesta por NN consiste en instalar un venteo filtrado de la contención (SVFC), utilizando parte del sistema de venteo existente.

El Pleno del Consejo en su reunión del día 18 de diciembre de 2013 acordó aprobar el documento "Criterios de evaluación a considerar en las modificaciones de diseño post-Fukushima", de ref. CSN/INF/INSI/13/896. En el anexo 2 de este documento se especifican los criterios utilizados en las evaluaciones del SVFC realizadas por el CSN.

Mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06 (nº de registro 2984/15), el CSN recordó al titular que la modificación de diseño del SVFC debía estar implantada antes de la carga de combustible, de acuerdo con la ITC-14.01. Asimismo señalaba esta carta que el cumplimiento de este requisito no se consideraba necesario para la emisión del informe preceptivo del CSN correspondiente a la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE).

Por tanto, en la presente PDT no se incluyen las conclusiones del proceso de evaluación de la solicitud de autorización de puesta en servicio de la modificación de diseño del SVFC. La MD del SVFC será objeto de una PDT para el informe preceptivo del CSN sobre su autorización de puesta en servicio, cuyas conclusiones serán comunicadas al titular antes de la carga de combustible.

15.3 Instalación de Recombinadores Pasivos Autocatalíticos (PAR)

Con fecha 30 de enero de 2015 y nº de registro 40323/15, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de la modificación de diseño para la instalación de recombina-

pasivos autocatalíticos (PAR), en relación con la capacidad de control del hidrógeno en la contención secundaria y en aquellas áreas susceptibles de acumulación de hidrógeno.

El Pleno del Consejo en su reunión del día 18 de diciembre de 2013 acordó aprobar el documento “Criterios de evaluación a considerar en las modificaciones de diseño post-Fukushima”, de ref. CSN/INF/INSI/13/896. En el anexo 3 de este documento se especifican los criterios utilizados en las evaluaciones de los PAR realizadas por el CSN.

Mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06 (nº de registro 2984/15), el CSN recordó al titular que la modificación de diseño de los PAR debía estar implantada antes de la carga de combustible, de acuerdo con la ITC-14.01. Asimismo señalaba esta carta que el cumplimiento de este requisito no se consideraba necesario para la emisión del informe preceptivo del CSN correspondiente a la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE).

Por tanto, en la presente PDT no se incluyen las conclusiones del proceso de evaluación de la solicitud de apreciación favorable de la modificación de diseño de los PAR. Estas conclusiones serán comunicadas al titular antes de la carga de combustible, una vez apreciada favorablemente por el Pleno la solicitud correspondiente.

16. *“En relación con el apartado 7 de la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/12/03, el titular deberá determinar las necesidades para el almacenamiento de grandes cantidades de agua contaminada generada como consecuencia de las estrategias de mitigación en las situaciones analizadas, y deberá definir e implantar las modificaciones necesarias para su trasvase y almacenamiento”.*

Con fecha 2 de diciembre de 2014 y nº de registro 44163 se recibió en el CSN carta de NN como respuesta a lo requerido en el punto 16 de la ITC-14.01, a la que se adjuntaba la “Guía de gestión de residuos líquidos”, cuyo objeto es definir las acciones a llevar a cabo para gestionar desde el punto de vista radiológico los líquidos generados durante la mitigación de un accidente más allá de las bases de diseño.

En la citada guía se determinan las necesidades para el almacenamiento y gestión de grandes cantidades de agua contaminada para el periodo de mitigación del accidente, durante el que pudieran producirse vertidos líquidos no controlados debido al aporte de agua como agente mitigador del accidente y/o la progresión del mismo.

Los líquidos para los que se considera la gestión son los siguientes:

- Aguas cuyo origen es el refrigerante del reactor, la piscina de combustible gastado y/o circuitos de agua contaminada (residuos, sistemas auxiliares, etc.).
- Aguas cuyo origen son las actividades de mitigación del accidente (sistema contra incendios, rociado de la nube radiactiva, etc.).

El 22 de diciembre de 2015 se realizó la prueba de posicionamiento de los big-bag y sacos obturadores para el aislamiento de la red de pluviales, confinamiento del agua contaminada y conducción de escorrentías para la gestión de residuos líquidos en caso de emergencia, de acuerdo a lo requerido por la ITC-5 sobre requisitos post-Fukushima aplicables a la situación de cese.

Tal como ha quedado reflejado en el apartado 14 de la ITC-14.01, el programa de implantación de los requisitos identificados en las Instrucciones Técnicas Complementarias Post-Fukushima aplicables al escenario de continuidad, entre las que se encuentra la de ref. CSN/ITC/SG/SMG/12/03, debe haberse completado antes de la carga de combustible.

La evaluación realizada por el CSN concluye que por parte del titular se ha cumplido con lo requerido por el punto 16 de la ITC-14.01, con la siguiente conclusión que se deberá cumplir antes de la carga de combustible:

- En relación con las modificaciones necesarias para gestionar la capacidad de almacenamiento de grandes cantidades de agua contaminada y estrategias de trasvase, el titular deberá, además de finalizar las actividades previstas, realizar una prueba que permita validar en su conjunto la guía de gestión de residuos líquidos en caso de emergencia, y comprobar que las zonas de almacenamiento temporal son capaces de recoger la escorrentía antes de que se inicie el bombeo desde las mismas, así como la efectividad de dicho bombeo hacia las zonas de almacenamiento definidas en la guía. Los resultados obtenidos serán remitidos al CSN.

La anterior conclusión ha sido incorporada en las ITC asociadas a los límites y condiciones de la propuesta de informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

17. *“El titular deberá presentar una alternativa para reforzar la capacidad de extracción de calor residual a largo plazo, en la hipótesis de pérdida total de capacidad de utilización del agua del río Ebro, dando crédito al inventario de agua almacenada en condiciones normales en las ESC,s de la central, siempre y cuando tal crédito sea posible bajo las situaciones analizadas en el ámbito de las Instrucciones Técnicas Complementarias que se relacionan en el punto 14 de la presente ITC”.*

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44132 se recibió en el CSN carta de NN a la que se adjuntaba el documento “Respuesta al punto 17 de la instrucción técnica CSN/ITC/SG/SMG/14/01”, ref. GE-10-0008, rev. 0.

En el supuesto de un terremoto, la extracción de calor residual se realiza mediante el sistema de inyección de alta presión a la vasija (HPCI) y el condensador de aislamiento (IC). Ambos sistemas pueden funcionar bajo condiciones de pérdida total de energía eléctrica (SBO) y también reciben aportación de agua procedente del tanque de almacenamiento de condensado (CST). La alternativa para mantener la capacidad de extracción a largo plazo, en ausencia del río, es la de reponer el inventario de agua al CST mediante aporte desde otros puntos de almacenamiento.

En la situación actual, teniendo en cuenta los almacenamientos de agua diseñados con requisitos sísmicos (IC y CST), y con los niveles durante la operación normal y sin disponibilidad de agua del río, CNSMG dispone en el emplazamiento de inventario suficiente de agua para hacer frente a la extracción de calor residual durante cuatro días.

En cuanto a la consideración del periodo de tiempo para garantizar la extracción del calor residual, la evaluación realizada por el CSN no considera cuatro días como “largo plazo”, dado que un suceso que condujera a la pérdida de acceso al río Ebro podría implicar otro tipo de pérdida de infraestructuras que podrían ser difíciles de recuperar en este lapso de tiempo. Un plazo mínimo de siete días sería razonable como “largo plazo” en este contexto, siendo coherente con los tiempos usados típicamente para el acopio de los auxiliares de los sistemas eléctricos (gas-oil, aceite de lubricación) de las centrales nucleares españolas en el ámbito de las evaluaciones post-Fukushima.

Debido a que los análisis realizados por el titular no aseguran la refrigeración a largo plazo de la planta, las siguientes condiciones deberán ser cumplidas por el titular antes de la carga de combustible:

- NN deberá disponer de una capacidad de almacenamiento seguro y accesible de agua tal que permita asegurar la refrigeración de la planta durante al menos siete días, tras la ocurrencia de un suceso más allá de la base de diseño que impidiera el acceso al agua del río Ebro.
- NN remitirá al CSN una propuesta formal con los cálculos de agua disponible revisados, teniendo en cuenta la problemática asociada a la disponibilidad y facilidad de uso de equipos en el emplazamiento para ser utilizados durante un periodo prolongado de tiempo.
- El uso de cada una de las reservas de agua identificadas por el titular deberá estar debidamente analizado, procedimentado y entrenado por el personal responsable de esta tarea. Asimismo se deberán establecer procedimientos y vigilancias que garanticen el inventario previsto de agua.
- El titular verificará que la presencia de agua en las piscinas del edificio del reactor durante operación normal no afecta a otros criterios de seguridad, como la prevención de inundaciones internas y el margen sísmico de las estructuras asociadas.
- NN deberá instalar la bomba diésel fija necesaria para aportar agua al IC desde el CST en situaciones de SBO prolongado.

Las anteriores conclusiones han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones de la propuesta de informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

Verificaciones previas a la carga de combustible

18. *“El titular remitirá al CSN un programa justificado de actividades a realizar que incluya, al menos, el proceso de puesta en servicio de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC,s) de la instalación y el programa de pruebas previas a la carga de combustible”.*

Con fecha 30 de diciembre de 2014 y nº de registro 44555/14, NN remitió al CSN el “Programa de puesta en servicio de estructuras, sistemas y componentes (ESC) y pruebas previas a la carga de combustible”, rev. 0.

Por parte del CSN se consideró que el citado programa de pruebas debía desarrollarse de acuerdo con los requisitos establecidos en la Guía Reguladora RG-1.68, rev. 4 “Initial Tests Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants”. En consecuencia, con fecha 4 de mayo de 2015 y nº de registro 41855/15, NN remitió al CSN el “Programa de puesta en servicio de estructuras, sistemas y componentes, de pruebas previas a la carga de combustible y de pruebas de arranque entre la carga de combustible y el 100% de potencia”, ref. GP-15-001, rev. 0, que desarrollaba el programa de puesta en servicio y de pruebas previas a la carga de combustible de acuerdo con la RG-1.68, rev. 4.

La evaluación realizada por el CSN concluye que el citado programa de pruebas es aceptable. Sin embargo, ya que no se incluye información en la documentación enviada por NN sobre el alcance de las pruebas (es decir, si se ejecutan los procedimientos de pruebas para todos los componentes), como consecuencia del proceso de evaluación, NN ha asumido mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16) los siguientes compromisos, que serán cumplidos antes de la carga de combustible:

- NN debe llevar a cabo todas las pruebas asociadas a requisitos de vigilancia de sus ETFM y a los requisitos de operación del MRO, incluidas aquellas que por su frecuencia no fueran de obligada ejecución en el momento del arranque. Las excepciones a su cumplimiento deberán ser justificadas y documentadas por el titular.
- NN debe llevar a cabo todos los requisitos de vigilancia de ETFM con frecuencias especiales (mayores de 24 meses o reguladas por el programa de Inspección en Servicio). Estas pruebas deben ejecutarse con su alcance completo.

Las anteriores conclusiones han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones de la propuesta de informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

19. *“El titular enviará al CSN un programa justificado de pruebas de arranque a realizar entre la carga del núcleo y el momento en que se alcance el 100% de potencia”.*

Con fecha 30 de diciembre de 2014 y nº de registro 44555/14, NN remitió al CSN el “Programa de puesta en servicio de estructuras, sistemas y componentes (ESC) y pruebas previas a la carga de combustible”, rev. 0.

Por parte del CSN se comunicó a NN que se consideraba que el citado programa de pruebas debía desarrollarse de acuerdo con los requisitos establecidos en la Guía Reguladora RG-1.68.2, rev. 2 “Initial Startup Test Program to Demonstrate Remote Shutdown Capability for Water-Cooled Nuclear Power Plants”. En consecuencia, con fecha 4 de mayo de 2015 y nº de registro 41855/15, NN remitió al CSN el “Programa de puesta en servicio de estructuras, sistemas y componentes, de pruebas previas a la carga de combustible y de pruebas de arranque entre la carga de combustible y el 100% de potencia”, ref. GP-15-001, rev. 0, que desarrollaba el programa de puesta en servicio y de pruebas previas a la carga de combustible de acuerdo con la RG-1.68, rev. 4.

La evaluación realizada por el CSN concluye que el citado programa de pruebas de arranque a realizar entre la carga del núcleo y el momento en que se alcance el 100% de potencia es aceptable.

Como consecuencia del proceso de evaluación, NN ha asumido mediante la carta de ref. de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16) los siguientes compromisos, que serán cumplidos antes de la carga de combustible:

- Como consecuencia de la aplicación de objetivo 4 de la RG 1.68.2 a la situación de vuelta a la operación de la central, tras un periodo prolongado en parada, el titular remitirá al CSN una propuesta de pruebas dirigidas a comprobar el comportamiento correcto de la instalación ante transitorios esperables.
- El titular modificará el apartado A5 del anexo III del programa de pruebas de arranque (subida de potencia) para introducir la realización de un conjunto de pruebas suficientes para comprobar la correcta respuesta dinámica de la planta ante transitorios de potencia, caudal, presión, etc., de forma que las pruebas propuestas sean suficientemente demandantes de los sistemas de la central para considerar que la situación es equivalente a la de antes de la parada prolongada. Este programa se presentará antes de tres meses tras la concesión de la autorización de explotación.

Las anteriores conclusiones han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones de la propuesta de informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

20. *“Todas las Modificaciones de Diseño identificadas en la solicitud de renovación de la Autorización de explotación deberán ser aprobadas favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear previamente a su entrada en servicio en aplicación de la IS-21, sin perjuicio de la modificación del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS) cuya puesta en servicio requerirá la autorización de modificación prevista en el artículo 25 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas”.*

Con fecha 29 de mayo de 2014 se recibió en el CSN, procedente del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo (nº de registro 8799/14) para su informe preceptivo, la solicitud de renovación de la Autorización de explotación de CN Sta. María de Garoña.

En el apartado segundo de la citada solicitud se identifican las siguientes modificaciones de diseño que fueron requeridas por el CSN, en su informe al MINETUR, para la renovación de explotación correspondiente al periodo 2009-2019:

- Nuevo sistema de tratamiento de gases de reserva (SBGTS).
- Modificaciones sobre el aislamiento de contención y sus pruebas de fugas.
- Modificaciones sobre la independencia de sistemas eléctricos.
- Modificaciones sobre protección contra incendios.

20.1. Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS)

Con fecha 22 de enero de 2015 y nº de registro 40191 se recibió en el CSN, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas, petición de informe sobre la solicitud de autorización de la modificación de diseño correspondiente al sistema de tratamiento de gases de reserva (SBGTS) presentada por NN ante el Ministerio de Industria, Energía y Turismo.

Mediante esta modificación de diseño (MD-486) se procede a la sustitución del sistema SBGTS existente por uno nuevo, con el objetivo de cumplir con los requisitos aplicables del Criterio General de Diseño 41 y de la Guía Reguladora RG-1.52, rev. 3.

La MD-486 se divide en cuatro fases:

- Construcción del nuevo edificio del SBGTS.
- Montaje del SBGTS.
- Instalación del sistema de ventilación del nuevo edificio.
- Instalación de los servicios auxiliares.

De acuerdo con lo establecido en el punto 20 de la ITC-14.01, la puesta en servicio de esta modificación de diseño del SBGTS debe ser autorizada por el Minetur, previo informe preceptivo del CSN, antes de la carga de combustible. Por otra parte, mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06, se comunicó al titular que para la emisión del informe preceptivo sobre la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE) se consideraba necesario haber finalizado la implantación de las modificaciones de diseño incluidas en el apartado segundo de la SRAE, una de las cuales es el SBGTS.

En octubre de 2016, la modificación de diseño del SBGTS no se encontraba implantada en su totalidad, habiendo finalizado la construcción del nuevo edificio del SBGTS, la instalación en la sala de control del nuevo panel del sistema, y fabricadas y probadas en fábrica las unidades de filtración.

En relación con las unidades de filtración, además de su envío a CNSMG, falta el informe definitivo de calificación sísmica del “housing” y la prueba en mesa vibratoria de los equipos ubicados dentro del “housing” (lechos de carbón, HEPA, separadores de humedad, etc). Una vez recibidas en CNSMG las unidades de filtración, será necesario finalizar su instalación y la de las actividades asociadas, como instrumentación, instalación eléctrica, montaje de conductos y soportes, sistemas auxiliares y ventilación de las nuevas salas.

Como consecuencia del proceso de evaluación de la solicitud de autorización del SBGTS, se ha emitido la propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/SMG/1511/187.

20.2. Modificaciones sobre el aislamiento de contención y sus pruebas de fugas.

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44133/14, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de las modificaciones sobre el aislamiento de contención y sus pruebas de fugas.

Como consecuencia del proceso de evaluación, con fecha 13 de noviembre de 2015 y nº de registro 44123/15, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor a la que se adjuntaba el “Informe de solicitud de apreciación favorable de puesta en servicio de modificaciones de diseño sobre el aislamiento de la contención primaria”, rev. 1 que sustituía al remitido anteriormente y recogía todos los documentos revisados por NN en el transcurso de la evaluación realizada por el CSN, así como la información adicional elaborada durante el citado proceso.

La ITC-16 asociada a la condición 11 de los Límites y Condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica del informe para la renovación de la Autorización de explotación para el periodo 2009-2019 detallaba once requisitos que debía cumplir CNSMG, en lo relativo al aislamiento de contención; seis de esos requisitos fueron incorporados en la ITC-15 asociada a la renovación de la Autorización de explotación finalmente otorgada para el periodo 2009-2013 y fueron cumplidos por el titular en los plazos establecidos. Los cinco requisitos restantes son los siguientes:

- Instalar dispositivos de aislamiento exterior de la contención para cumplir el Criterio General de Diseño (CGD) 56 del Apéndice A del 10 CFR 50 Criterios Generales de Diseño de Centrales Nucleares, relativo a aislamiento de la contención primaria, en las líneas de instrumentación conectadas a la atmósfera de la contención.
- Dotar a la válvula CHKV-2301-71, situada en la línea de drenaje de condensados del escape de la turbina del HPCI al toro, de un mecanismo de cierre positivo manual remoto.
- Dotar a las válvulas manuales V-2-44 A y B de salida de los calentadores de alta presión del sistema de agua de alimentación de capacidad de actuación manual remota.

- Cumplimiento con los requisitos de la Opción 8 del Apéndice J del 10 CFR 50 para las pruebas de fugas en banco de las válvulas RV-8-423 y RV-1001-6, previstas en el Manual de Inspección en Servicio (MISI).
- Revisión de la documentación de análisis de la normativa de aplicación condicionada en relación con el aislamiento de la contención y presentación de propuestas de revisión del ES y de las ETFM.

De acuerdo con lo establecido en el punto 20 de la ITC-14.01, la puesta en servicio de esta modificación de diseño debe ser apreciada favorablemente por el CSN, antes de su puesta en servicio previamente a la carga de combustible. Por otra parte, mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06, se comunicó al titular que para la emisión del informe preceptivo sobre la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE) se consideraba necesario haber finalizado la implantación de las modificaciones de diseño incluidas en el apartado segundo de la SRAE, una de las cuales son las modificaciones de diseño sobre el aislamiento de contención y sus pruebas de fugas.

El Pleno del Consejo en su reunión del día tres de febrero de 2016 acordó apreciar favorablemente la solicitud presentada por NN, con condiciones.

En octubre de 2016, las modificaciones de diseño sobre el aislamiento de contención y sus pruebas de fugas no se encontraban implantadas en su totalidad, quedando pendiente lo siguiente:

- MD-662 “Instalación de mecanismo de cierre positivo en CHCV-2301-71”: El diseño de detalle de esta modificación deberá finalizarse y enviarse al CSN antes de un mes tras la renovación de la autorización de explotación.
- MD-617 “Instalación de dispositivos de aislamiento en líneas de instrumentación”: pedido de las válvulas y diseño de detalle asociado a la dotación de indicación de posición de las válvulas.

20.3. Modificaciones sobre la independencia de sistemas eléctricos

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44135/14 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de NN en la que se solicitaba la apreciación favorable de la modificación de diseño sobre la independencia de sistemas eléctricos (RG-1.75), asociada al cumplimiento con el punto 20 de la ITC-14.01.

La modificación de diseño sobre independencia de trenes eléctricos (MD-489) tiene por objeto desarrollar el diseño, la documentación y la ejecución de los trabajos necesarios para dotar al sistema de distribución eléctrica interior de CNSMG de un grado razonable de cumplimiento con los requisitos de separación física y aislamiento eléctrico que se indican en la Guía Reguladora RG-1.75, rev. 3 “*Criteria for Independence of Electrical Safety Systems*” de febrero de 2005, de acuerdo con el alcance propuesto por NN en el documento ITC-NAC, rev. 1 “Solicitud de renovación de la autorización de explotación de Santa María de Garoña”, en su apartado 2.2.7, y dispone de dos trenes, denominados A y B.

De acuerdo con lo establecido en el punto 20 de la ITC-14.01, la puesta en servicio de esta modificación de diseño debe ser apreciada favorablemente por el CSN, previamente a la carga de combustible. Por otra parte, mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06, se comunicó al titular que para la emisión del informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación (SRAE) se consideraba necesario haber finalizado la implantación de las modificaciones de diseño incluidas en el apartado segundo de la SRAE, una de las cuales son las modificaciones de diseño sobre la independencia de trenes eléctricos.

Como consecuencia del proceso de evaluación de la solicitud de apreciación favorable, se emitió la propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/1505/183. El Pleno del Consejo en su reunión del día tres de febrero de 2016 acordó apreciar favorablemente y parcialmente la solicitud presentada por NN, con el alcance limitado a la división eléctrica B.

La puesta en servicio del alcance restante de esta modificación de diseño debe ser objeto de apreciación favorable por el CSN, para lo que se ha elaborado la antes citada propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/1505/183.

En octubre de 2016, las modificaciones de diseño sobre la independencia de trenes eléctricos no se encontraban implantadas en su totalidad. El estado de avance de las distintas actividades asociadas a esta modificación de diseño se identifica en la tabla incluida en el apartado "ITC-16" del Suplemento 1.C de la presente propuesta de dictamen técnico.

20.4. Modificaciones sobre protección contra incendios.

Con fecha 12 de diciembre de 2014 y nº de registro 44305 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de Nuclenor solicitando la apreciación favorable de la modificación de diseño sobre protección de equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del edificio de turbina tras un incendio (MD-622). En apoyo a esta solicitud se adjuntaba el "Informe de solicitud de apreciación favorable de las modificaciones sobre protección de los equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del Edificio de Turbina tras un incendio", rev. 0.

Posteriormente, como consecuencia del proceso de evaluación, se recibió en el CSN con fecha 30 de octubre de 2015 y nº de registro 43954 la revisión 1 del citado informe que recogía todos los documentos revisados por Nuclenor, así la información adicional elaborada y enviada durante la evaluación realizada por el CSN.

La modificación de diseño para la que el titular solicitó apreciación favorable consiste en construir las protecciones necesarias de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad y la parada segura existentes dentro del edificio de turbina, frente a la potencial caída del techo de dicho edificio, como consecuencia del incendio postulado con mayores consecuencias, que sería el originado en el aceite y en el hidrógeno del turbogenerador.

De acuerdo con lo establecido en el punto 20 de la ITC-14.01, la puesta en servicio de esta modificación de diseño debe ser apreciada favorablemente por el CSN, previamente a la carga de combustible. Por otra parte, mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/15/06, se comunicó al titular que para la emisión del informe preceptivo sobre la Solicitud de Renovación de la Autorización de explotación (SRAE) se consideraba necesario haber finalizado la implantación de las modificaciones de diseño incluidas en el apartado segundo de la SRAE, una de las cuales son las modificaciones de diseño sobre protección de equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del edificio de turbina tras un incendio.

En octubre de 2016, las modificaciones de diseño sobre la protección contra incendios no se encontraban implantadas en su totalidad, quedando pendiente lo siguiente:

- MD-622-1 “Estructura de protección de ESC relacionados con la seguridad ubicados en zona T3.08.00”: remates y normalización de interferencias.
- MD-622-2 “Estructura de protección y soportado adicional de las tuberías del sistema de agua fría esencial (AFE)”: fabricación e instalación de estructuras y soportes de la modificación.
- MD-622-3 “Estructuras de protección de las compuertas cortafuegos FD-1 y FD-48”: fabricación e instalación de estructuras y soportes de la instalación”

El Pleno del Consejo, en su reunión del tres de febrero de 2016, acordó apreciar favorablemente la modificación de diseño sobre protección de equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del edificio de turbina tras un incendio.

Otros temas específicos

21. *“El titular deberá demostrar el cumplimiento con el criterio 19.4 de la IS-27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, en lo que respecta a la disposición de instrumentación y equipos de control con determinadas características de diseño, de acuerdo con las aclaraciones a los requisitos técnicos aplicables que se adjuntan como Anexo I a la presente Instrucción Técnica Complementaria”.*

El punto 21 de la ITC-14.01 requiere demostrar el cumplimiento con el criterio 19.4 de la IS-27, en lo que respecta a la disposición de la instrumentación y equipos de control; adicionalmente, requiere analizar la capacidad de los sistemas de parada remota para llevar la planta a parada segura en los sucesos que requieren el abandono de la sala de control principal, considerando el peor fallo único postulable.

Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44134/14 se recibió en el CSN carta de Nuclenor que adjuntaba el documento “Capacidad para alcanzar la parada segura de la central bajo circunstancias que no permiten la operación desde sala de control” de ref. II-10-0312, rev. 0. Como consecuencia del proceso de evaluación se recibió en el CSN con nº de registro 44440/15, la revisión 3 del citado documento, que incluía las consideraciones identificadas por el CSN y la información actualizada desarrollada por el titular.

De la evaluación de la información remitida por el titular se concluye que:

- El análisis del grado de separación eléctrica entre el panel de parada remota y sala de control se considera aceptable.
- Los circuitos de mando, señalización e indicación del panel de parada remota (PPR) dan adecuado cumplimiento al Anexo I de la ITC-14.01, con dos excepciones:
 - o Para los circuitos de instrumentación, al no disponerse de dispositivos de protección específicos que posibiliten la rápida recuperación de los circuitos que pudieran quedar afectados por la propagación de faltas eléctricas con anterioridad a la transferencia, existen situaciones particulares en las que se podrían dañar los instrumentos de campo. Sería el caso en que pudieran producirse contactos eléctricos entre conductores de los lazos de corriente y termorresistencias, y conductores de circuitos de control de 120 Vca o de 125Vcc.
 - o Para los circuitos de control, el titular no ha demostrado que se puedan descartar daños en las válvulas piloto de actuación de las válvulas de alivio para el caso que resulte en la aplicación de una tensión de 120 Vca sobre sus solenoides.
- El titular ha contemplado en sus procedimientos las maniobras necesarias para alcanzar la parada fría, junto con las de monitorización y refrigeración de la Piscina de Combustible Gastado (PCG), desde el panel de parada remota (PPR), según lo requerido por el NUREG-0800 y la IS-30 en lo que respecta al alcance de las funciones contempladas en la parada segura.
- Con respecto al escenario de incendio en la sala de control, el PPR tiene un alcance de equipos e instrumentación del tren B suficiente para alcanzar y mantener la parada segura, incluyendo la parada fría.
- Con respecto al abandono de la sala de control por causas diferentes a un incendio, se considera que el titular no ha demostrado suficientemente la fiabilidad de la secuencia de acciones que se recogen en el procedimiento de ref. IOG-2-7 "*Parada remota de la central (evacuación de sala de control) sin disponibilidad del PPR*" para poder alcanzar y mantener la parada segura conforme al punto 21 de la ITC-14.01 sobre el criterio de fallo único.

En base a las anteriores conclusiones, el titular deberá cumplir las siguientes condiciones, antes de la carga de combustible:

- En relación con las situaciones particulares que, de producirse en el intervalo de tiempo anterior a la realización de la transferencia, podrían llevar a daños para lazos de corriente y termorresistencias, dentro de los circuitos de instrumentación, NN deberá implantar las soluciones basadas en la separación física mediante protección de conductores y bornas y separación de bornas, o bien aislamiento eléctrico mediante la instalación de aisladores galvánicos en aquellos casos en los que sea muy difícil conseguir tal separación.
- NN deberá demostrar que se pueden descartar daños en las válvulas piloto de actuación de las válvulas de alivio para el caso que resulte en la aplicación de una tensión sobre sus solenoides de 120 Vca, mediante la realización de pruebas o de modificaciones que eviten tal posibilidad.

- El titular incluirá en el procedimiento de ref. IOG-2-5 “Parada remota de la central (evacuación de la sala de control” el conjunto de instrucciones para la parada fría, del mismo modo en que se contemplan en el procedimiento de ref. IOG-2-7.
- El procedimiento de ref. IOG-2-5 deberá actualizarse para incluir el impacto resultante de las modificaciones que se realicen, como las acciones manuales y locales de reposición de los equipos cuyas protecciones hubiesen actuado como consecuencia del incendio. La revisión del procedimiento deberá contemplar las acciones manuales locales que se consideren necesarias para afrontar los fallos espurios más críticos para desempeñar las funciones de parada.
- El titular deberá analizar las necesidades adicionales de validación del procedimiento de ref. IOG-2-5, una vez revisado conforme a los apartados anteriores. A estos efectos, no será necesario validar los aspectos del procedimiento que no hayan resultado afectados desde la validación del procedimiento actualmente en vigor.
- En relación con el abandono de la sala de control por causas diferentes a un incendio, Nuclenor deberá realizar un análisis exhaustivo de fiabilidad de las acciones humanas contempladas en el procedimiento de ref. IOG-2-7. Alternativamente, el titular podría implantar modificaciones de diseño significativas sobre el panel de parada remota actual (PPR), o proceder a la instalación de un panel complementario que debería estar alimentado desde la división eléctrica I (tren A).
- Con carácter general, en lo que respecta a las pruebas y demostraciones de los nuevos aspectos del PPR, el titular deberá adaptarse a la normativa RG-1.68.2 aplicable a la parada segura. Esto aplica especialmente a la consecución de la parada fría desde el actual PPR y a la parada caliente y fría desde cualquier instalación adicional que pudiera, eventualmente, implantarse conforme a la condición anterior.

Las anteriores conclusiones han sido incorporadas en las ITC asociadas a los límites y condiciones de la propuesta de informe preceptivo del CSN sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

22. *“En relación al documento RIS 2013-09 sobre prevención y gestión de acumulación de gases en sistemas, el titular deberá remitir al CSN un informe que incluya la siguiente información:*

- Con respecto a los sistemas objeto de la GL 2008-01, se identificarán los aspectos del NEI 09-10 revisión 1a-A que no han sido analizados o implantados.
- Para los sistemas a los que les aplique el RIS 2013-09 y no estén dentro del alcance de la GL 2008-01, se identificarán los sistemas que están dentro del alcance del NEI 09-10 revisión 1a-A.
- Propuesta de un programa de trabajo, y de implantación de mejoras resultantes, que tenga como *objetivo garantizar el cumplimiento completo con el NEI 09-10 revisión 1a-A*”.

Con fecha 23 de enero de 2015 y nº de registro 40218/15 se recibió en el CSN carta de NN a la que se adjuntaba el documento “Respuesta al punto 22 de la Instrucción Técnica Complementaria del CSN de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 sobre prevención y acumulación de gases en sistemas” de ref. LP-00-522, rev. 0.

Como consecuencia del elevado número de sucesos relacionados con la presencia de gases en sistemas, la NRC emitió la carta genérica Generic Letter 2008-01. En marzo de 2013 la NRC emitió el Regulatory Issue Summary (RIS) 2013-09 mediante el que endorsaba la revisión 1a-A del NEI 09-10. El alcance de este documento contempla sistemas adicionales a los correspondientes a la GL-2008.01 y da unas pautas para prevenir y gestionar la acumulación de gases en sistemas. Teniendo en cuenta lo anterior, se redactó el punto 22 de la ITC-14.01.

La evaluación realizada por el CSN concluye que la documentación remitida por el titular cumple con lo requerido por el punto 22 de la ITC-14.01.

En base a las conclusiones alcanzadas durante el proceso de evaluación, mediante carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº de registro 43805/16), NN ha asumido los siguientes compromisos:

- En relación con el programa de implantación, el titular completará antes de la carga de combustible todas las actividades derivadas del proceso de gestión de gases según lo establecido en el NEI-09.10, rev. 1a-A.
- El titular incorporará, antes de la carga de combustible, el contenido de la TSTF-523 en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM).
- En cuanto al alcance de sistemas considerado por el titular dentro del alcance del NEI 09-10 Rev. 1a-A, Nuclenor deberá revisar el documento de ref. LP-00-522, en el plazo de tres meses tras la eventual concesión de la autorización de explotación, para incorporar la siguiente información:
 - o Criterios utilizados para la selección preliminar de sistemas a analizar para determinar si están o no en el alcance del NEI 09-10.
 - o Información detallada de los criterios utilizados para considerar que un sistema no es susceptible de ser afectado por mecanismos de intrusión de gas.
 - o Para aquellos sistemas excluidos debido a la inexistencia de mecanismos de intrusión de gas, el titular deberá justificar por qué considera que los procesos de llenado y venteo son efectivos y no pueden dar lugar a la aparición de gases.
 - o Para cada uno de los sistemas excluidos del alcance del programa (pero incluidos en la selección preliminar), se incluirá información detallada de los motivos que han llevado a esta exclusión respecto de lo indicado en el NEI 09-10.
- Una vez que el titular haya verificado que la información requerida en la conclusión anterior es completa, deberá reevaluar su respuesta para confirmar que las conclusiones alcanzadas continúan siendo válidas. En caso de que de esta reevaluación se derive la necesidad de añadir algún sistema dentro del alcance del NEI 09-10 Rev. 1a-A, se considera necesario que, para ese sistema o sistemas, el titular complete todas las actividades derivadas del proceso de gestión de gases según lo establecido en el NEI 09-10 Rev. 1a-A antes de la carga de combustible.

SUPLEMENTO 1.G. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima

El CSN emitió en mayo de 2011 la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CNSMG/SMG/SG/11/07 (ITC-1) en la que se requería a los titulares de las centrales nucleares en operación la realización del proceso de pruebas de resistencia europeas, el cual se llevó a cabo entre los meses de junio y diciembre de 2011.

La respuesta de los titulares a la ITC-1 fue enviada al CSN en octubre de 2011. El informe final del CSN correspondiente a dichas pruebas fue aprobado por el Pleno de este organismo el día 19 de diciembre de ese mismo año, y en él se recogen las conclusiones de la valoración realizada del contenido de los informes presentados por los titulares.

El CSN emitió en marzo de 2012 la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/12/02 (ITC-3) en la que se requería a los titulares de las centrales nucleares en explotación la implantación de las medidas de mejora identificadas durante el proceso de las pruebas de resistencia, el cual se había llevado a cabo entre los meses de junio y diciembre de 2011.

Adicionalmente, y en un proceso paralelo, en junio de 2011 y julio de 2012 el Consejo de Seguridad Nuclear emitió sendas Instrucciones Técnicas Complementarias de ref. CNSMG/SMG/SG/11/20 (ITC-2) y CSN/ITC/SG/SMG/12/03 (ITC-4) cuyo objetivo era aumentar las capacidades de las centrales nucleares para mitigar las consecuencias de sucesos accidentales que pudieran ser provocados malévolamente por la mano del hombre y que pudieran afectar a grandes áreas de la instalación. Mediante la nota “Respuesta a la solicitud del Pleno relativa al cumplimiento por NN de las ITC asociadas a las pruebas de resistencia de CN Santa María de Garoña”, ref. JRAE/03/06 de cuatro de abril de 2013, se identificaba el estado de cumplimiento en esa fecha de los requisitos de las citadas ITC post-Fukushima.

Tras la decisión de Nuclenor de ir a una situación de cese definitivo de la explotación, el titular formuló al CSN en marzo de 2013 una propuesta de revisión del alcance de las citadas ITC para adaptarlas a la nueva condición prevista de cese de explotación.

El Consejo de Seguridad Nuclear emitió con fecha 15 de julio de 2013 una ITC de ref. CSN/ITC/SG/SMG/13/02 (ITC-5), relativa a la adaptación de las ITC post-Fukushima a la situación de cese definitivo declarada mediante la Orden ITC/1302/2013, de 5 de julio.

La citada ITC (ITC-5) anulaba y sustituía a las ITC emitidas por el CSN en esta materia y no requería al titular el envío semestral al CSN de un informe de seguimiento de las acciones a realizar.

El apartado 1.1 de la citada ITC-5 requería al titular presentar al CSN, en el plazo de tres meses desde la emisión de la mencionada ITC, una planificación detallada de todas las acciones a realizar, así como un calendario del proceso de implantación de las mismas. Por su parte, el apartado 1.2 establecía que todo el programa de implantación de mejoras debía estar finalizado antes del 6 de julio de 2014.

Con fecha 11 de octubre de 2013 el titular remitió al CSN la carta de ref. NN/CSN/182/2013 en cumplimiento con el punto 1.1 de la ITC-5, concluyéndose en el informe de evaluación de ref. CSN/INF/CNSMG/13/898 que el titular cumplía con lo requerido en la ITC-5 en relación con la planificación detallada de las acciones a realizar.

El estado de avance de cumplimiento de los requisitos de la ITC-5 fue presentado por el titular mediante el documento “Modificaciones derivadas de las pruebas de resistencia post-Fukushima y de los requisitos para situaciones con pérdida potencial de grandes áreas de la central”.

De acuerdo con la información proporcionada por el titular, todas las actividades asociadas a los requisitos identificados en la ITC-5 han sido justificadas o realizadas dentro del plazo establecido. Mediante el informe de ref. CSN/INF/CNSMG/14/926 se evaluó la información remitida por el titular, así como las actividades de inspección realizadas por el CSN, con resultado aceptable.

Como consecuencia de la presentación por parte del titular de la solicitud de renovación de la autorización de explotación, el CSN emitió la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/14/01 (ITC-14.01) cuyo cumplimiento se ha analizado en el “Suplemento 1.F” de la presente PDT.

En el punto 14 de la citada ITC-14.01 se requiere que el titular deberá presentar una propuesta de cumplimiento con las actuaciones identificadas en las ITC post-Fukushima. Para ello, *“deberá remitir al CSN para su apreciación favorable un programa con las fechas estimadas para la implantación de los requisitos identificados en las Instrucciones Técnicas Complementarias de ref. CNSMG/SMG/SG/11/07 (ITC-1), CSN/ITC/SG/SMG/12/02 (ITC-3), CNSMG/SMG/SG/11/20 (ITC-2) y CSN/ITC/SG/SMG/12/03 (ITC-4), que no estén incluidos en la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/13/02 (ITC-5) sobre la adaptación de las ITC post-Fukushima a la situación de cese de la explotación. Este programa deberá haberse completado antes de la carga de combustible”*.

Por tanto, los criterios de aceptación del programa remitido por Nuclenor son los siguientes:

- El programa debe incorporar todos los requisitos identificados en las ITC-1 a 4 no incluidos en la ITC de adaptación a la situación de cese de explotación (ITC-5).
- Las fechas previstas para implantar los citados requisitos deberán ser anteriores a la fecha prevista para la carga de combustible, es decir el periodo propuesto para el cumplimiento del requisito debe ser inferior a 12 meses, desde la eventual concesión de la autorización de explotación.

Con fecha 29 de octubre de 2014 y nº de registro 43737 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN del programa de implantación de los requisitos de las ITC post-Fukushima no incluidos en la ITC de adaptación a la situación de cese, asociada al cumplimiento con el punto 14 de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14/01.

Con fecha 3 de marzo de 2016 y nº de registro 40990 se recibió en el CSN carta de ref. NN/CSN/037/2016 adjuntando una revisión del programa de implantación, que engloba las actualizaciones anteriores y sustituye al programa adjunto a la solicitud de fecha 29 de octubre de 2014 y nº de registro 43737. El programa propuesto no identifica una fecha concreta de finalización de los requisitos, sino un periodo de tiempo a contar desde la fecha de la eventual renovación de la autorización de explotación.

La propuesta de dictamen técnico de ref. CSN/PDT/CNSMG/SMG/1603/190, propone la apreciación favorable del programa antes referenciado de implantación de los requisitos de las ITC post-Fukushima no incorporados en la ITC de adaptación a la situación de cese de explotación.

SUPLEMENTO 1.H. Cumplimiento de otras instrucciones complementarias emitidas durante el período analizado

El CSN, desde que se concedió la Autorización de explotación de 3 de julio de 2009, ha emitido las Instrucciones Técnicas Complementarias adicionales siguientes:

CNSMG/SMG/SG/11/09 Instrucción Técnica Complementaria en relación con las mejoras en la respuesta ante incidentes de seguridad física identificadas tras el suceso de intrusión ocurrido en CN Cofrentes el día 15 de febrero de 2011.

Cumplida. Esta ITC tiene carácter confidencial y tiene su origen en el suceso mencionado.

CNSMG/SMG/SG/11/15 Instrucción Técnica Complementaria por la que se requiere realizar un programa especial de vigilancia radiológica en el interior de los edificios de CN Santa María de Garoña.

Esta ITC tiene su origen en los sucesos ocurridos en CN Ascó en el año 2008. El objeto es realizar una vigilancia radiológica en el interior de edificios con objeto de detectar y eliminar potenciales contaminaciones.

Cumplida. Mediante escrito de fecha 25 de noviembre de 2011 (nº de registro 43052/11) el titular remitió al CSN el "Programa especial de vigilancia radiológica en el interior de los edificios y estructuras de la central". Mediante carta de ref. CSN/C/DSN/SMG/13/44 (nº de registro 3961) el CSN consideró cumplida esta ITC, si bien, dado que se habían obtenido valores de actividad en algunas áreas y arquetas, se estimó necesario establecer unas vigilancias radiológicas adicionales. La conclusión fundamental de este análisis es que no existen niveles de contaminación residual remanente por encima del umbral de detección requerido de acuerdo a los niveles de referencia indicados en el apartado 5.2.1.

CNSMG/SMG/SG/11/18 Instrucción Técnica Complementaria sobre la presentación de los documentos oficiales de explotación de la CN Santa María de Garoña asociados a la declaración de cese definitivo de la explotación.

En esta ITC se requiere que antes del 6 de julio de 2012, el titular remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear la propuesta de modificación de los documentos oficiales de explotación correspondientes al periodo de tiempo que abarca desde el cese de la explotación de la central en julio de 2013 hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento.

Esta ITC no requiere acciones al haber sido anulada mediante la ITC de ref. CSN/CNSMG/SMG/12/01

CNSMG/SMG/SG/21 Instrucción Técnica Complementaria en relación con requisitos de confidencialidad asociados al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño que pudieran provocar la pérdida potencial de grandes áreas de la central.

Cumplida.

CSN/CNSMG/SMG/12/01 Anulación de la Instrucción Técnica Complementaria sobre la presentación de los documentos oficiales de explotación de la CN Santa María de Garoña asociados a la declaración de cese definitivo de la explotación.

Esta ITC deja sin efecto la Instrucción Técnica Complementaria CNS/SMG/SG/11/18 con nº de registro de salida 5573 de fecha 21-07-11.

Cumplida. No requiere acciones.

CSN/CNSMG/SMG/12/02 Instrucción Técnica Complementaria a la autorización de explotación de la CN Santa María de Garoña sobre normativa de aplicación condicionada (NAC).

El objeto de esta Instrucción Técnica Complementaria es requerir al titular que analice un conjunto de normas y documentos (Normativa de Aplicación Condicionada, NAC) con objeto de introducir mejoras significativas en la seguridad de la central.

Cumplida. En respuesta a esta ITC, el titular remitió en noviembre de 2013, junto con el resto de la documentación adjunta a la solicitud Autorización de explotación, el informe “Revisión Periódica de la Seguridad. Normativa de Aplicación Condicionada”, que contiene el análisis de las normas que requirió el CSN en el apartado 1 de la ITC, valorando los beneficios de su implantación y notificando al CSN sus conclusiones y decisiones.

CSN/C/SG/SMG/12/03 Instrucción Técnica Complementaria de desarrollo de la Orden Ministerial IET /1453/2012 DE 29 de junio de 2012.

La Orden Ministerial IET/1453/2012, de 29 de junio, establece que con anterioridad al día 6 de septiembre de 2012 el titular podrá solicitar una renovación de la Autorización de explotación, por un nuevo periodo no superior a seis años, y especifica los requisitos que el titular deberá satisfacer para ello, entre los cuales se encuentra llevar a cabo las modificaciones de diseño requeridas en el informe para la renovación de la Autorización de explotación correspondiente al periodo 2009-2019, de fecha 5 de junio de 2009, ateniéndose a las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

En esta ITC se establecen requisitos para el diseño, instalación y puesta en servicio de las siguientes modificaciones de diseño:

- Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS).
- Aislamiento de Contención.
- Separación y el aislamiento eléctricos.
- Sistemas de protección contra incendios.

Cumplida. El titular ha presentado las siguientes solicitudes de apreciación favorable:

- Modificación de diseño relativa al Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS). Con fecha 22 de enero de 2015 y nº de registro 40191 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) petición de informe sobre la solicitud de autorización de la modificación de diseño correspondiente al sistema de reserva de tratamiento de gases (SBGTS) y aprobación de la propuesta de revisión 34C de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) y de la propuesta de revisión 42B del Estudio de Seguridad (ES) de CN Santa María de Garoña, asociadas a esta MD.
- Modificación de diseño cumplimiento RG-1.75
Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº registro 44135 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear carta de Nuclenor en la que se solicitaba la apreciación favorable del CSN de la modificación de diseño sobre la independencia de sistemas eléctricos (RG-1.75), asociada al cumplimiento con el punto 20 de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14/01.
- Modificación de diseño mejoras aislamiento de la contención
Con fecha 28 de noviembre de 2014 y nº de registro 44133 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear, remitido por Nuclenor, el "Informe de solicitud de apreciación favorable de puesta en servicio de modificaciones de diseño sobre el aislamiento de la contención primaria de la CN Santa María de Garoña", revisión 0.
- Modificación de diseño PCI
Con fecha 12 de diciembre de 2014 y nº de registro 44305 se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) carta de Nuclenor en la que se solicita la apreciación favorable del CSN de la modificación de diseño sobre protección de equipos relacionados con la seguridad frente a la caída de la cubierta del edificio de turbina tras un incendio (MD-622), asociada al cumplimiento con el punto 20 de la Instrucción Técnica Complementaria sobre documentación y requisitos adicionales en relación a la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de referencia CSN/ITC/SG/SMG/14/01.

CSN/ITC/SG/SMG/13/04 Instrucción Técnica Complementaria relativa a la utilización de fuentes radiactivas necesarias para la explotación de las instalaciones nucleares.

Esta ITC requiere que el titular incluya en una próxima revisión del Manual de Protección Radiológica (MPR) de la instalación, a emitir antes del 31 de marzo de 2014, un apartado en el que se indique la necesidad de cumplir con los requisitos que se incluyen en la ITC. Las disposiciones operativas necesarias se detallarán en un procedimiento específico de desarrollo del MPR. Los criterios, métodos

y medios de protección radiológica a utilizar serán coherentes con los ya incluidos en el MPR y en sus procedimientos de desarrollo en relación con otras actividades.

El titular deberá aplicar la definición de fuente radiactiva del R.D. 783/2011 (RPSCRI) y la de aparato/equipo radiactivo del artículo 1 del Anexo II del R.D.1836/1999 (RINR).

Los requisitos de esta instrucción no tienen carácter retroactivo. En este sentido el uso de las normas ISO y CNE es aplicable sólo a las nuevas fuentes que se adquieran en la instalación.

Cumplida. El titular ha incorporado, tanto en la revisión 1 del Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP) como en la propuesta de revisión 10A del Manual de Protección Radiológica aplicable a operación, un apartado en el que se indica la necesidad de cumplir con los requisitos de la ITC.

CSN-ITC-SG-SMG-15-01 Modificación de las ITC asociadas a la declaración de cese definitivo de la explotación de la CN Santa María de Garoña incluidas en el escrito de referencia CSN/ITC/SG/SMG/13/01.

Se incorpora al escrito CSN/ITC/SG/SMG/13/01 una instrucción técnica adicional asociada a la condición 3.6 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Declaración de Cese Definitivo de la Explotación de la CN Santa María de Garoña, relativa a los trámites de revisión del Reglamento de Funcionamiento en Parada.

No requiere acciones de respuesta a la condición.

CSN/ITC/SG/SMG/15/02. Instrucción Técnica Complementaria a la autorización de protección física de la CN Santa María de Garoña, por la que se establecen criterios técnicos de protección física en relación con los límites y accesos al área protegida.

La ITC identifica los criterios que el titular debe aplicar, de forma complementaria a los criterios establecidos en el apartado 2.1.2 del documento “Criterios aplicables al diseño, implantación y mantenimiento de los sistemas, procedimientos y servicios de protección física de las instalaciones y los materiales nucleares”

Cumplida. Con fecha 25 de noviembre de 2015 y nº de registro 18878 el titular remitió al CSN, con carácter confidencial respuesta a lo requerido por la ITC.

CSN/ITC/SG/SMG/15/03 Instrucción Técnica Complementaria para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas.

El titular deberá abordar los trabajos de campo y realizar el análisis integrado de la peligrosidad sísmica partiendo de una nueva base de datos estructurada del emplazamiento, a través de un plan de actividades programadas en dos fases de actuación y de acuerdo con lo especificado en esta ITC.

Debido a que la ITC establece plazos de adaptación que superan la fecha de la redacción de la presente PDT, se considera que la Instrucción Técnica Complementaria de ref. CSN/ITC/SG/SMG/15/03 se encuentra en curso de implantación.

SUPLEMENTO 1.I. Cumplimiento de las Instrucciones Técnicas emitidas durante el período analizado

El CSN, desde que se concedió la Autorización de explotación de julio de 2009, ha emitido las Instrucciones Técnicas siguientes:

CSN-IT-DSN-10-5; CNSMG/SMG/10/15 Instrucción Técnica (IT) sobre maniobras y herramientas de manejo e inspección de elementos combustibles por la que se requieren medidas correctoras.

La IT informa al titular sobre las circunstancias de un suceso de caída de combustible sobre los bastidores de la piscina ocurrido en CN Cofrentes en septiembre de 2009.

Requiere al titular que en caso de utilización de nuevas herramientas para manipulación, movimiento, reparación o inspección de los elementos combustibles, estas deben ser analizadas para comprobar si su uso supone una modificación en las condiciones de explotación autorizadas. Establece un plazo de tres meses para el envío al CSN de un informe sobre la situación de esas herramientas en la central.

Cumplida. Con fecha 19 de agosto de 2010 (nº de registro 41662) el titular remitió al CSN el análisis requerido por la IT.

CSN-IT-DSN-10-13; CSNSMG-SMG-10-16 Instrucción Técnica sobre la mejora del Manual de Requisitos de Operación (MRO) en lo relativo a protección contra incendios.

La IT identifica que en el MRO, en lo relativo a los sistemas de protección contra incendios de CNSMG, el apartado “Acción” no recoge tiempos máximos para restablecer la operabilidad de los mismos. Asimismo se considera necesario aclarar las condiciones para realizar la vigilancia contra incendios exigida como medida compensatoria en las ETF.

La IT requiere el envío en el plazo de seis meses de una revisión del MRO incluyendo modificaciones para subsanar ambas deficiencias y establece directrices para su desarrollo.

Cumplida. Con fecha 19 de noviembre de 2010 y nº de registro 42267 el titular remitió al CSN la propuesta de modificación del MRO requerida en la IT para su correspondiente evaluación.

CSN-IT-DSN-10-17; CNSMG/CNSMG/10/21. Instrucción Técnica sobre la elaboración de los indicadores del Pilar de Emergencias del programa del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) por la que se requieren medidas correctoras.

Se comunica que durante las inspecciones a varias centrales se han observado deficiencias en los datos proporcionados para los indicadores E1, E2, E3 del Pilar de Emergencias, por presentar desviaciones respecto a los criterios para su determinación. Asimismo se ha detectado utilización de criterios no homogéneos para las diferentes centrales.

La IT incluye como anexo aclaraciones para la aplicación del procedimiento de cálculo de los indicadores. Adicionalmente requiere la corrección de los datos de periodos anteriores aplicando esos criterios.

Cumplida. Esta IT no requiere el envío por parte del titular de información o documentación adicional. El CSN ha verificado el cumplimiento de la misma mediante las inspecciones correspondientes.

CSN-IT-DSN-04; CNSMG/SMG/11/03 Instrucción Técnica por la que se requiere el análisis de aplicabilidad sobre inoperabilidad de dos circuitos independientes del sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas por agarrotamiento debido al frío de válvulas motorizadas de las torres de refrigeración del sistema.

Cumplida. De acuerdo con el contenido de esta IT, el CSN realizó comprobaciones respecto a las actuaciones llevadas a cabo en relación con este requerimiento. La IT no requiere una respuesta formal por parte del titular.

CSN-IT-DSN-SMG-12-01 Instrucción Técnica sobre medida de caudal y equilibrado en sistemas de ventilación.

La IT indica que durante la realización de recientes pruebas periódicas de vigilancia en sistemas de ventilación se han observado discrepancias entre las medidas de caudal proporcionadas por la instrumentación fija instalada en los sistemas y la instrumentación portátil. Para las medidas de dichos caudales, la norma ASME N510 referencia como método recomendado la medida de caudal en una sección representativa del conducto.

Se requiere que el titular realice, en el plazo de doce meses, un análisis que incluya frecuencia y método utilizado en la medida de caudal y para el equilibrado.

Cumplida. El CSN ha verificado el cumplimiento de esta IT mediante inspecciones sobre requisitos de vigilancia y pruebas periódicas de los sistemas de ventilación.

CSN-IT-DSN-SMG-12-02 Instrucción Técnica sobre transitorios de pérdida de refrigeración o inventario en la piscina de combustible gastado.

Como consecuencia de la experiencia operativa obtenida de la central francesa de Cattenon, la IT requiere al titular analizar e informar al CSN sobre la situación de sus dispositivos rompedores de sifón en sistemas conectados a la piscina de combustible gastado.

Se establece un plazo de tres meses para identificar los medios disponibles para evitar el vaciado de la piscina y, en el caso de disponer de dispositivos rompedores de sifón, verificar el diseño y situación de los mismos. Asimismo se requiere verificar que se dispone de un programa de comprobación o prueba periódica de la funcionalidad de los dispositivos rompedores de sifón.

Cumplida. El titular ha remitido al CSN la carta de ref. NN/CSN/180/2012, con registro de entrada nº 42470 "Respuesta a la Instrucción Técnica de referencia CSN-IT-DSN-SMG-12-02 sobre transitorios de refrigeración o inventario en la piscina de combustible gastado."

CSN/IT/DSN/SMG/12/03 Instrucción Técnica sobre el análisis y cumplimiento del NRC Bulletin 2012-01 "Design Vulnerability in Electric Power System".

La IT requiere al titular al análisis al Bulletin 2012-01 en el plazo de tres meses.

Cumplida. Con fecha 27 de diciembre de 2012 y nº de registro 43734 el titular remitió al CSN el "Informe de análisis del NRC Bulletin 2012-01 Design Vulnerability in Electric Power System".

CSN-IT-DSN-SMG-12-04 Instrucción Técnica sobre cualificación de componentes y repuestos.

La IT se emite como consecuencia de un hallazgo de inspección en CN Trillo motivado por la instalación en posiciones de seguridad de componentes de grado comercial a los que no se había aplicado el correspondiente proceso de dedicación. Requiere al titular para que complete la documentación necesaria para implantación en la central de un proceso de dedicación de componentes de grado comercial, que retenga los componentes de grado comercial identificados para los que no se dispone de certificados de cualificación y verifique si existen otros componentes no conformes instalados en la central o disponibles en el almacén para su utilización como repuestos. En el plazo de seis meses se informará al CSN sobre acciones realizadas.

Cumplida. Con fecha 14 de junio de 2013 y nº de registro 41903 el titular remitió al CSN el "Informe para dar respuesta a la Instrucción Técnica del CSN sobre cualificación de componentes y repuestos de la central nuclear de Santa María de Garoña".

CSN/IT/DSN/SMG/13/01 Instrucción Técnica relativa a la inclusión en los formatos de notificación de emergencia nuclear de datos radiológicos generados por el código RASCAL.

Esta Instrucción requiere, en el caso de activación de su Plan de Emergencia Interior (PEI) tanto en situaciones simuladas como en situaciones de emergencia real, que el titular incluya en el Formato de Notificación de Emergencia nuclear del PIZI que envía a las correspondientes autoridades (CECOP del PENTA Y SALEM del CSN) los datos que se describen en la misma, utilizando para ello la aplicación "NERAS (*Notificación de Emergencias a partir del RASCAL*)", que hará uso de la versión 4.1 de este código.

Los requisitos recogidos en esta IT deberán quedar plasmados en una propuesta de revisión del PEI que el titular deberá presentar antes del 30 de abril de 2013, excepto los asociados a la tasa de dosis máxima, en el caso de que la metodología para su cálculo no haya sido establecida antes del 31 de marzo del mismo año.

Cumplida. Con fecha 30 de abril de 2013 y nº de registro 41470 el titular remitió al CSN la propuesta de revisión C del Plan de Emergencia Interior en la que se incluían los cambios requeridos por la IT.

CSN/IT/DSN/SMG/13/03 Instrucción Técnica sobre estimaciones de nivel en tanques de seguridad.

Como consecuencia de la detección de discrepancias en la determinación de parámetros requeridos por las ETF de tanques de seguridad, motivados fundamentalmente por errores en la estimación del nivel real de los mismos y en la calibración de la instrumentación asociada y de la emisión de diferentes ISN, el CSN requiere a los titulares de centrales nucleares españolas la revisión de las medidas de nivel de tanques de seguridad y de los procedimientos de vigilancia asociados, contemplando todos los fenómenos posibles que puedan afectar a la estimación del nivel real y a la curva de nivel del tanque en cuestión, esto es, considerar la contribución de parámetros tales como sumergencia, temperaturas, geometría, presión, densidades, incertidumbres de medida, u otros adicionales. Los resultados de esta revisión se deben remitir al CSN en un plazo de seis meses desde la recepción de esta IT.

Cumplida. Con fecha 22 de enero de 2014 y nº de registro 40193, el titular remitió al CSN el “Análisis sobre medidas de nivel en tanques de seguridad. Respuesta a la IT de ref. CSN/IT/DSN/SMG/13/03”.

CSN/IT/DSN/SMG/13/02 Instrucción Técnica relativa a los criterios incluidos en el Manual de Protección Radiológica (MPR) para la clasificación de zonas de libre acceso.

Como consecuencia de la aparición de diferencias de interpretación en relación con los criterios establecidos en los MPR para la clasificación de las zonas de libre acceso, el CSN aclara en esta IT los criterios aceptables. Se considera que el titular debe, antes del 31 de marzo de 2014, modificar el MPR para adaptarlo a la IT, así como modificar la clasificación actual de zonas de la instalación, en aquellos casos que no se ajusten a los criterios establecidos.

Cumplida. Con fecha 27 de marzo de 2014 y nº de registro 41098 se recibe en el CSN la revisión 1 del Manual de Protección Radiológica en Parada (MPRP) que incorpora las modificaciones derivadas de la IT.

CSN/IT/DSN/GENER/15/01; CSN/C/DSN/SMG/15/15 Instrucción Técnica por la que se requiere la revisión de las actividades rutinarias periódicas relacionadas con cumplimientos de ETF que se controlan documentalmente.

Cumplida. La IT no requiere el envío por parte del titular de información o documentación alguna. El área técnica responsable del CSN realiza periódicamente inspecciones sobre el control e inventario de los residuos de alta actividad sin haber detectado ningún incumplimiento de los requisitos establecidos en esta IT.

SUPLEMENTO 2

DESCRIPCIÓN Y EVALUACIÓN DETALLADAS DEL CUMPLIMIENTO CON LA NORMATIVA DE APLICACIÓN CONDICIONADA (NAC)

1. Introducción

La revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN sobre “Revisiones Periódicas de la Seguridad”, aprobada por el CSN en su reunión del día dos de octubre de 2008, establece que el Consejo de Seguridad Nuclear determinará la normativa, no incluida en las bases de licencia de las centrales nucleares, cuyo cumplimiento deberán analizar los titulares conjuntamente con la Revisión Periódica de la Seguridad asociada a la solicitud de renovación de las autorizaciones de explotación. A esta normativa la denomina Normativa de Aplicación Condicionada (NAC).

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en su reunión del día 20 de octubre de 2006, aprobó emitir una Instrucción Técnica Complementaria (ITC) estableciendo al titular de CN Santa María de Garoña los análisis relativos a la NAC que debía llevar a cabo y presentar al CSN junto con la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de nueva Autorización de explotación. La evaluación del cumplimiento de dicha ITC fue incluida en el informe del CSN correspondiente al proceso de renovación de la Autorización de explotación de 2009.

Esa fue la primera ocasión en que el CSN requería a una central española realizar los análisis de la NAC. Posteriormente esos análisis fueron requeridos a todas las centrales españolas en sus respectivos procesos de renovación de las Autorizaciones de Explotación.

Mediante la Orden Ministerial ITC/1785/2009 emitida el día 3 de julio de 2009 por el MINETUR se acordó como fecha de cese definitivo de la explotación de CN Santa María de Garoña el día 6 de julio de 2013 y se autorizó su explotación hasta esa fecha. Posteriormente esa Orden fue revocada parcialmente mediante la Orden Ministerial IET/1453/2012, de 29 de junio, la cual establecía que, con anterioridad al día 6 de septiembre de 2012, el titular podría solicitar una renovación de la Autorización de explotación por un nuevo periodo no superior a seis años siempre que, entre otros requerimientos, acompañase a dicha solicitud con un análisis de la NAC.

En el contexto de esa posibilidad de renovación de la Autorización de explotación el CSN acordó, en su reunión del 11 de julio de 2012, emitir la ITC sobre la NAC de referencia CSN/C/SG/SMG/12/02.

En el apartado A del anexo de esa ITC se indicaban las normas cuyo cumplimiento se requería analizar al titular, presentando al CSN dicho el análisis y la propuesta de actuación derivada del mismo. En el apartado B del anexo de la ITC se incluía una relación de normas que Nuclenor debía incorporar a las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña.

La Propuesta de Dictamen Técnico (CSN/PDT/CNSMG/SMG/1207/158), en que se apoyaba esa ITC, describe con detalle el proceso seguido hasta su emisión, iniciado por el Comité de Gestión de la DSN en mayo de 2012.

El establecimiento de la NAC incluida en la ITC tuvo como punto de partida un estudio comparativo entre las NAC establecidas a las diferentes centrales nucleares españolas hasta marzo de 2009, con objeto de requerir en esta ocasión a CN Santa María de Garoña el análisis de normas que, por fecha de corte, no se requirieron en su primer proceso NAC, finalizado en 2006. El análisis de dichas normas si se requirió a centrales cuyo proceso NAC fue posterior. Además, se analizaron las Regulatory Guides (RG) publicadas por la USNRC desde abril de 2009 hasta mayo de 2012, con objeto de incorporar a la NAC normativa emitida más recientemente.

Entre los documentos que acompañaban la solicitud de renovación de la Autorización de explotación, presentada por Nuclenor en mayo de 2014, se incluye el análisis de la NAC. El titular indica que dicho análisis ha tomado como referencia la ITC CSN/C/SG/SMG/12/02. Efectivamente, el documento Análisis de Normativa de Aplicación Condicionada, revisión 0 de marzo de 2014, presentado por el titular incluye el análisis de las normas incluidas en el apartado A del anexo a la mencionada ITC.

Esta es, pues, la segunda vez que se aplica el proceso de análisis de la NAC a CN Santa María de Garoña.

Posteriormente, en el proceso de evaluación por el CSN de la solicitud de renovación de la Autorización de explotación de CN Santa María de Garoña, se ha identificado la conveniencia de que Nuclenor incluyese en el análisis de la NAC algunas normas adicionales. A continuación se indica, para cada norma, la carta del CSN solicitando a Nuclenor su incorporación a la NAC así como la carta del titular enviando el análisis y acciones derivadas.

- Regulatory Guide 1.82. Carta CSN de referencia CSN/C/DSN/SMG/15/19 de 27 de abril de 2015, respuesta de Nuclenor el 1 de julio de 2015 nº registro entrada 42664/15.
- Regulatory Guides 1.180 y 1.211. Carta CSN de referencia CSN/C/DSN/SMG/15/18 de 20 de abril de 2015, respuesta de Nuclenor de 26 de junio de 2015 nº registro entrada 42632.

Finalmente, en la Nota de Evaluación Técnica de referencia CSN/NET/AEIR/SMG/1510/957, la evaluación del CSN identifica la necesidad de que el titular confirme si la Regulatory Guide 1.143, rev. 2 de noviembre de 2001, figura en las bases de licencia de CN Santa María de Garoña, indicando que en caso negativo debe requerirse su incorporación, ya que se considera que se debe analizar la aplicabilidad de la misma y definir justificadamente su alcance de aplicación cuando se aborde una modificación de diseño en los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de efluentes.

El alcance final del análisis de la NAC para CN Santa María de Garoña, objeto del presente suplemento, es el constituido por las normas incluidas en el apartado A del anexo de la ITC CSN/C/SG/SMG/12/02 y las normas Regulatory Guide 1.82, 1.180, 1.211 y 1.143.

2. Análisis del cumplimiento con la normativa de aplicación condicionada

A continuación, para cada norma incluida en el alcance de la NAC, se incluye una breve descripción de su contenido, del análisis de cumplimiento para CN Santa María de Garoña realizado por el titular y de las conclusiones y propuestas de actuación resultantes.

RG 1.9, “Application and Testing of Safety-Related Diésel Generators in Nuclear Power Plants, rev. 4/2007”

Mediante esta RG la USNRC endorsa la norma IEEE Std 387-1995 “IEEE Standard Criteria for Diésel-Generators Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Station”, identificando una serie de excepciones a la misma con la correspondiente posición reguladora. La USNRC establece la aplicabilidad de esta RG al caso de nuevas centrales nucleares o a solicitudes de titulares que propongan llevar a cabo modificaciones que afecten a los generadores diésel de emergencia.

Análisis y posición del titular

En las actuales Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), desarrolladas de acuerdo con el NUREG-1433, rev. 1 (de abril de 1995), se referencia la revisión 3 de la RG 1.09 como base para el establecimiento de las pruebas de los generadores diésel de emergencia (GD) incluidas en los requisitos de vigilancia. El titular enumera seis modificaciones de diseño que se realizaron sobre el diseño inicial del sistema de GD que, en su día, permitieron adaptar las pruebas de los generadores diésel GD a la referida RG 1.9 rev.03.

El punto 2.2.6 de la RG requiere la demostración de que el diésel responde satisfactoriamente ante una señal de pérdida de energía exterior (LOOP) en conjunción con una señal de una señal de actuación de inyección de seguridad (LOCA), cualquiera que sea el orden o secuencia en que estas señales produzcan (LOCA seguido de LOOP o LOOP seguido de LOCA).

El titular indica que realiza la prueba de LOOP seguida de LOCA, provocando la señal de LOCA durante la fase de arranque del GD, es decir antes de que acople a la barra y, respecto a la prueba en el orden contrario (LOCA seguido de LOOP), describe la secuencia de actuaciones automáticas que se producirían, indicando que no se realiza de manera explícita si bien se puede considerar realizada por partes en el conjunto de pruebas de los GD.

El punto 2.2.11 de la RG se refiere a la prueba de las protecciones del diésel y requiere que, además de probar el bypass de los disparos no críticos (esto es, de los disparos sólo activos en situaciones de no emergencia) del diésel, se debe verificar que los disparos críticos que no son bypassables (esto es, los disparos que están activos en cualquier circunstancia) realizan la función prevista en el diseño. La central manifiesta que en relación con las pruebas periódicas de los disparos que están disponibles en todo momento (sobrevelocidad y diferencial) se realiza la prueba periódica del disparo por sobrevelocidad mediante procedimientos de vigilancia (PVD-0-444-D1 y D2), respecto a la protección diferencial, los relés se revisan y prueban mediante gamas de mantenimiento (GM-ME-494) cada 2 años.

El titular concluye que la RG se cumple en lo relativo a pruebas de los generadores diésel y será tomada en cuenta en el futuro en lo que sea aplicable a las modificaciones que afecten a dichos generadores.

Resultados de la evaluación

Respecto al punto 2.2.6 de la RG, la evaluación del CSN considera que, puesto que la realización de la prueba de LOCA seguida de LOOP no está en la ETFM (no está incluida en el NUREG-1433) y ya estaba contemplada en la RG 1.09 rev.3 (en este aspecto no hay cambio entre las revisiones 3 y 4), en la misma línea de lo solicitado a las otras CCNN, dicha prueba debe ser incluida en el programa de pruebas de los generadores diésel (GD). Conviene indicar que en algunas de las centrales en las que se ha incorporado la realización de esta prueba se ha producido alguna incidencia relacionada con el disparo de cargas derivada del hecho de que al estar el GD arrancado por la señal de LOCA, al provocar el LOOP se conecta a la barra inmediatamente.

Respecto al punto 2.2.11, la evaluación del CSN considera que, adicionalmente a la verificación y prueba de los relés que ya se realiza, se debe incluir en los procedimientos de vigilancia de los GD la verificación de que la protección diferencial realiza la función prevista en el diseño (disparo del GD). No sería preciso llegar al disparo del propio GD si éste se realiza en otra prueba, sería una verificación de los circuitos lógicos a efectos de comprobar que tiene lugar el adecuado solape.

La evaluación concluye que:

- Debe ser incluida en el programa de pruebas de los GD la prueba de LOCA seguida de LOOP.
- Debe ser incluida en los procedimientos de vigilancia de los GD la verificación de que la protección diferencial realiza la función prevista.
- La RG 1.09 rev.4 deberá ser tomada en cuenta en lo que sea aplicable a modificaciones futuras del sistema de los generadores diésel de emergencia.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.13, “ Spent fuel storage facility design basis, rev. 2/2007”

El objeto de la RG 1.13 es proporcionar una guía con respecto a las bases de diseño de instalaciones de almacenamiento de combustible gastado. Endorsa la norma ANSI N210-1976/ANS-57.2-1983 “Design Objectives for Light-Water Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants”. En la posición reguladora se incluyen aspectos relativos a diseño sísmico, protección contra vientos extremos, protección contra proyectiles de turbina, sistemas de confinamiento y filtración, control de cargas pesadas, prevención de drenaje, instrumentación, aporte de agua, refrigeración de piscina, compuertas, refrigeración del combustible, contención de fugas, limpieza de piscina y combustible de alto quemado.

La ITC de la NAC de CN Santa María de Garoña indica que con relación a la ANSI/ ANS-57.2-1983 se considera de especial interés el análisis de los puntos 6.4.2.1, 6.4.2.2, 6.4.3.2, 6.4.4.1 y 6.4.4.2

Análisis y posición del titular

El titular analiza cada uno de los aspectos incluidos en la RG 1.13 teniendo en cuenta el diseño original de la central y modificaciones posteriores tales como la ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado llevada a cabo en 1998, en la que se utilizó como norma de referencia la revisión 1 de la RG 1.13; sustitución de rotores de turbina en 1994, instalando el modelo monoblock con probabilidad reducida de generación de proyectiles; sustitución del sistema de control de gases de reserva (SBGTS) por uno nuevo, prevista en el contexto de la renovación de la Autorización de explotación solicitada en 2014; modificación, en 2014, de la grúa del edificio del reactor para cumplir el criterio de fallo único y permitir el manejo de contenedores de combustible irradiado; y reanálisis para cálculo de la temperatura máxima local del combustible, realizado en 1998 en cumplimiento del condicionado de la autorización de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado.

La única desviación destacable que el titular identifica respecto de la RG es que no se cumple el criterio de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, que se establece en esta revisión 2 de la RG, frente a los 65º considerados en el diseño de CN Santa María de Garoña e incluidos en la revisión 1 de la RG. El titular considera que esta diferencia no es relevante desde el punto de vista de la seguridad.

En cuanto al análisis detallado de algunos apartados de la ANSI/ ANS-57.2-1983, los dos primeros, 6.4.2.1 y 6.4.2.2, se refieren al análisis de criticidad de la piscina. En el contexto de la renovación de la Autorización de explotación solicitada en 2014, está prevista una modificación de diseño (MD) de aumento del límite de enriquecimiento máximo por pastilla (pasando de 4,9% a 5%). Esta MD requiere la revisión del análisis de criticidad de la piscina.

El titular analiza el cumplimiento de esos apartados de la ANSI/ ANS-57.2-1983 relativos a los objetivos y características del análisis de criticidad y a la consideración en el mismo de accidentes y malfunciones relacionados con el manejo de combustible.

El apartado 6.4.3.2 de la ANSI/ ANS-57.2-1983 se refiere al diseño y la disposición de los bastidores en la piscina de combustible con el objetivo de facilitar la circulación natural, de forma que se permita la refrigeración aun en caso de pérdida de la refrigeración forzada. El titular analiza el tratamiento dado a estos aspectos en el proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado llevado a cabo en 1998.

El apartado 6.4.4.1 de ANSI/ ANS-57.2-1983, se refiere a la consideración en el diseño de la presencia de venenos neutrónicos fijos en los materiales de la piscina. El titular analiza el tratamiento dado a este aspecto en el proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento de combustible irradiado, en el que se utilizó como material para los nuevos bastidores absorbente neutrónico en forma de acero inoxidable austenítico aleado con boro, con un contenido en boro del 1,7 al 2 % en peso.

El apartado 6.4.4.2 de la ANSI/ANS-57.2-1983 se refiere a la revisión periódica de las propiedades físicas e inventario de absorbentes neutrónicos fijos. El titular indica que para el acero austenítico aleado con boro, utilizado en CN Santa María de Garoña no se han dado experiencias de degradación del material, por lo que no se ha considerado necesario establecer un programa de comprobación periódica de su estado.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, ha revisado el análisis del titular sobre las posiciones reguladoras de la RG en esa materia, encontrando que:

- En relación con el control de cargas pesadas, el titular no ha incluido una descripción de la modificación de diseño realizada sobre la grúa del edificio del reactor para cumplimiento del criterio de fallo único.
- El titular indica que no utiliza combustible de alto quemado pero en la piscina, de acuerdo con la información periódica remitida la CSN, existen elementos de combustible con quemados superiores a 45 GWd/TmU.
- El titular identifica que no se cumple el criterio incluido en la RG de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, frente a los 65º considerados en el diseño de CN Santa María de Garoña, valorando que esa desviación no es relevante desde el punto de vista de la seguridad. La evaluación del CSN concluye que el titular debería tratar de cumplir ese criterio o justificar adecuadamente la desviación.

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de diseño de los bastidores de la piscina de almacenamiento de combustible gastado se ha centrado en el cumplimiento de los apartados de la norma ANSI/ANS-57.2-1983 identificados en la ITC de NAC, todos ellos incluidos en el apartado 6.4 "Spent Fuel Storage Racks". Se ha tenido en cuenta la evaluación, recientemente realizada por el CSN, del nuevo análisis de criticidad de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado, presentado por el titular con el objetivo de aumentar el enriquecimiento del combustible en los ciclos de operación futuros (CSN/IEV/INNU/SMG/1510/889 "Evaluación de la seguridad frente a criticidad del almacenamiento de combustible GE-14 con el 5% de enriquecimiento en CN Santa María de Garoña").

Como conclusión la evaluación indica que se considera aceptable el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, identificando la necesidad, ya mencionada, de revisarlo para tener en cuenta la presencia de combustible de alto quemado.

La evaluación del CSN relativa a los aspectos de diseño y operacionales de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado se ha centrado en la evaluación del cumplimiento de los requisitos de la RG relativos a sistemas de confinamiento y filtración, prevención de drenajes, aporte de agua y refrigeración de piscina.

Como conclusión la evaluación indica que se considera aceptable el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, excepto en lo que se refiere al cumplimiento del criterio incluido en la RG de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina. La evaluación considera necesario requerir al titular el cumplimiento de dicho criterio.

Los resultados de las evaluaciones del CSN fueron transmitidos al titular, el cual, mediante correo electrónico, ha remitido propuestas de revisión de su análisis de cumplimiento de esta RG para:

- Incluir una referencia a la modificación de diseño realizada sobre la grúa del edificio del reactor para cumplimiento del criterio de fallo único.
- Indicar que a partir del ciclo 17 los elementos de combustible descargados a la piscina tienen quemados superiores a 45 GWd/TmU y que este hecho se tendrá en cuenta en el diseño de los contenedores para su almacenamiento y transporte.
- Incorporar el cumplimiento del criterio incluido en la RG de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina, ya recogido en las ETF aplicables a la situación de cese.

La evaluación del CSN considera que estas propuestas del titular son aceptables para el cierre de los aspectos identificados en la evaluación previa.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, el requisito de mantener 60º como temperatura máxima de diseño del agua de la piscina se ha incorporado en la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.21, “Measuring, evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste”, rev. 2/2009

Esta RG describe los métodos que la NRC considera aceptables para la medida, evaluación e informes relativos a efluentes radiactivos y salida de residuos radiactivos sólidos de las centrales, y la evaluación de la dosis al público como consecuencia de la operación de las mismas. Proporciona una guía para desarrollar un programa de control de efluentes y residuos sólidos.

En la revisión 2 de la RG se actualizan los criterios de medida, evaluación e informes de efluentes y se incorporan principios informados por el riesgo del “Reactor Oversight Process (ROP)”, estableciendo criterios de frecuencia de medida en función de la significación mayor o menor de los vertidos.

Análisis y posición del titular

El apartado 5.6.2.2 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de CN Santa María de Garoña, “Programa de Control de Efluentes Radiactivos”, requiere que exista un programa de acuerdo con el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (RPSRI) para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público, debidas a los mismos, tan bajas como sea posible (criterio ALARA) y siempre inferiores a los límites reglamentarios.

La ETF 5.6.2.2 establece cuáles han de ser los contenidos de este programa, que estarán desarrollados en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE). El MCDE se desarrolló inicialmente a partir de los criterios establecidos en la RG 89-01 y el NUREG-473. Posteriormente se ha ido modificando de acuerdo con nuevos requisitos establecidos por el CSN y por la normativa española y europea, así como para incorporar la vigilancia de nuevas vías de emisión.

Los criterios para la clasificación e información sobre las clases y contenido de la actividad de los residuos sólidos están basados en los acuerdos de Nuclenor con ENRESA y en las directrices del CSN.

La información periódica al CSN sobre efluentes y las frecuencias y tipos de análisis, calibraciones y pruebas de la instrumentación se ajustan, respectivamente, a la Guía de Seguridad del CSN 1.7 y a lo establecido en el MCDE. Asimismo, de acuerdo con lo establecido en la Instrucción Técnica del CSN de 25 de marzo de 2008 (ref. CSN-IT-DSN-08-28) y en la carta del CSN de 30 de abril de 2009 (ref. CSN-C-DSN-09-104), las mediciones de vertidos radiactivos y la información que se remite al CSN se ajusta a las directrices recogidas en la Recomendación 2004/2/Euratom.

En el Estudio de Seguridad sección 11.5 "Sistema de vigilancia de la radiación de procesos", se hace referencia a la revisión 1 de la RG 1.21, indicando que el sistema de vigilancia de la radiación de procesos está diseñado para disponer de la capacidad de muestreo y vigilancia necesaria para efectuar la evaluación de las medidas y los informes recomendados en esa RG, así como para provocar alarmas y actuar sobre los equipos de control para asegurar la contención de los materiales radiactivos, si se alcanzan unos límites de actividad prefijados, satisfaciendo, por lo tanto, el propósito de dicha RG.

El titular concluye que no considera necesario incorporar la RG 1.21 rev.2 a las bases de licencia de CN Santa María de Garoña.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN, relativa a los aspectos de gestión de residuos de baja y media actividad, ha revisado el análisis de cumplimiento del titular, basado en los acuerdos que mantiene con Enresa y el contenido del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, encontrándolo aceptable.

La evaluación del CSN relativa a los aspectos de emisiones e impacto radiológico indica que muchos de los aspectos que contempla esta RG están recogidos en la revisión 2 de la Guía 1.7 del CSN, en particular lo que se refiere a la información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares, así como al MCDE de la central, en lo que respecta a frecuencias y tipos de análisis, calibraciones y pruebas de la instrumentación, etc. No obstante, otros aspectos de detalle de esta RG, relativos al muestreo de los efluentes líquidos y gaseosos, vigilancia de fugas y derrames, no se tratan con el mismo grado de detalle en las normas españolas, ni en la documentación de la central, por lo que se considera que el titular debe incorporar esta RG a las bases de licencia de la central y tenerla en cuenta a la hora de revisar los procedimientos internos de la instalación.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.23, "Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants", rev. 1/2007

Esta guía describe cómo debe ser el programa de adquisición de datos meteorológicos básicos, para evaluar el impacto ambiental de las emisiones rutinarias y las que se producirían en caso de accidente base de diseño; además la guía establece los parámetros meteorológicos que se han de medir, las características de la ubicación de los instrumentos meteorológicos, el rango y precisión de los mismos, el mantenimiento e inspección que se les debe aplicar y las características del sistema de adquisición de datos. La revisión 1 introduce algunos requisitos adicionales sobre la anterior: mayor precisión en alguna de las medidas de los parámetros meteorológicos como la correspondiente a la temperatura diferencial, realización de chequeos diarios de los canales de instrumentación e inspección anual de los cables de soportado de la torre meteorológica y de los anclajes cada 3 años. Asimismo contiene consideraciones especiales para emplazamiento en terrenos accidentados, pudiendo en estos casos ser necesaria instrumentación adicional para la medida de la temperatura y del viento.

Análisis y posición del titular

El cumplimiento de la rev. 0 de esta RG fue requerido a CN Santa María de Garoña en la Condición 4 de anexo a la Autorización de explotación de 1977.

En el diseño de la estación meteorológica instalada en la central se tuvo en cuenta, no sólo la revisión 0 de la RG 1.23, sino también el primer borrador de la revisión 1 de dicha RG, publicado en septiembre de 1980, con posterioridad al accidente de Three Mile Island (TMI).

En el Estudio de Seguridad, subsección 2.3.3 "Programa de medidas de parámetros meteorológicos en el emplazamiento", se especifica que el sistema meteorológico de CN Santa María de Garoña permite la adquisición, almacenamiento y generación de informes de los datos meteorológicos en el emplazamiento con vistas a determinar el impacto ambiental de la central en funcionamiento normal y emergencia. Adicionalmente el sistema permite la obtención inmediata de los datos generados en la estación meteorológica por parte del Consejo de Seguridad Nuclear. Las señales meteorológicas adquiridas se subdividen en dos estaciones: primaria y secundaria.

La instrumentación de medida disponible en la estación primaria satisface los requisitos establecidos en el primer borrador de Revisión 1 de la Guía Reguladora 1.23, de septiembre de 1980.

La forma de registrar los parámetros sigue los criterios de la Guía Reguladora 1.23, sin embargo, en la estación meteorológica de CN Santa María de Garoña existen parámetros que se muestrean cada 5 o cada 60 segundos mientras en la revisión 1 de la RG se requiere que todos los parámetros se muestreen cada 5 segundos.

En la actualidad el titular tiene prevista una modificación de diseño (MD-513) mediante la que se sustituirá la instrumentación meteorológica. La nueva instrumentación cumplirá la Revisión 1 de la RG 1.23.

El titular concluye que CN Santa María de Garoña cumplirá la RG-1.23 una vez concluida la modificación de diseño de sustitución de la instrumentación meteorológica.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento remitido por el titular en el que se concluye que la RG se considera aplicable a CN Santa María de Garoña, encontrándolo aceptable.

En su análisis el titular indica que va a aplicar la RG en la modificación de la torre meteorológica que tiene previsto realizar (MD-513). La evaluación del CSN indica que según consta en el acta de la inspección del CSN de marzo de 2014 (referencia CSN/AIN/SMG/14/694) "Los representantes de NUCLENOR afirmaron que la MD-513 se ha implantado de acuerdo con el documento citado MD-513-MEM "Reforma de la instrumentación de medida de parámetros meteorológicos en la torre meteorológica "A" de la CN de Sta. María de Garoña", rev. O de 20/03/2013. En dicho documento figura como criterio de diseño de la modificación en lo respectivo a rangos de medida y precisiones la R.G. 1.23 Rev. 1, y como normativa aplicable se citan también la R.G. 1.97 Rev. 3 y el ANSI/ANS-3.11-2005".

RG 1.45, "Guidance on monitoring and responding to reactor coolant system leakage", rev. 1/2008

Esta RG incluye orientaciones para dar cumplimiento al criterio general de diseño (GDC) 14 "Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor" y al GDC 30 "Calidad de la Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor" establecidos en el Apéndice A del 10 CFR 50 y a la sección 10 CFR 50.55a "Códigos y Normas". La revisión 1 es más extensa que la revisión original, así como más explícita y clarificadora en la descripción de los conceptos y criterios que hay que tener en cuenta para seleccionar los sistemas de detección de fugas desde la barrera a presión del refrigerante del reactor así como para la vigilancia de la fuga y respuesta ante la misma. Algunos de los nuevos requisitos que introduce esta revisión de la guía son la vigilancia de componentes críticos de la barrera a presión del refrigerante del reactor, mayor sensibilidad en la detección de las fugas, utilización de otros métodos de detección, como los basados en la emisión acústica, e inclusión de límites en ETFM para las fugas entre sistemas.

Análisis y posición del titular

El titular analiza cada uno de los apartados de la posición reguladora de la RG.

En el apartado C2.1 la RG establece que los procedimientos de la planta deben incluir la recogida de fugas en la contención primaria desde fuentes no identificadas de forma que el caudal total sea detectado, vigilado y cuantificado para tasas de fuga iguales o mayores que 0,05 gpm (0,19 litros/m). En el caso de CN Santa María de Garoña los procedimientos disponibles en planta incluyen la recogida de fugas en la contención primaria desde fuentes no identificadas. Con una frecuencia de cada 12 horas se comprueba, mediante la ejecución de la prueba de vigilancia PV-O-016, que las fugas no identificadas así como el incremento de fugas no identificadas son inferiores a los límites

indicados en las ETFM. Adicionalmente, el valor de fugas no identificadas es controlado frente a un valor de referencia (establecido al inicio del ciclo), al menos una vez por semana mediante la ejecución del procedimiento PVD-O-111. Igualmente, al menos una vez por semana, se calcula el ritmo de incremento de fugas no identificadas.

La tasa media de fuga no identificada se obtiene a través de las medidas de nivel y caudal total evacuado por las bombas del sumidero de suelos, que como se ha indicado, se obtienen cada 12 horas y se analizan al menos una vez por semana.

En el corto plazo, durante la evolución inicial de una fuga, y dadas las características de sensibilidad y tiempo de respuesta, el sistema de medida de nivel de sumideros no tiene la capacidad requerida en este apartado de la RG.

En el apartado C.2.2 la RG establece que la planta debe utilizar sistemas de detección de fugas con un tiempo de respuesta (sin incluir el retardo en el transporte) de no más de 1 hora para una tasa de fugas de 1 gpm (3,8 litros/m). CN Santa María de Garoña dispone de los siguientes métodos para detección de fugas: vigilancia de nivel y caudal de los sumideros de equipos y de suelos del pozo seco, medida del caudal de condensados en los enfriadores de aire del pozo seco y medida de radiactividad de muestras de la atmósfera de la contención primaria.

Las características de sensibilidad y tiempo de respuesta de la instrumentación de detección de fugas son las siguientes:

- Nivel de sumideros: 1 gpm (3,8 L/m) en 2 horas.
- Caudal de condensados de los enfriadores: 1 gpm (3,8 L/m) en 30 minutos.

De acuerdo con estos datos, la instrumentación de medida de caudal de condensados cumple lo establecido en este apartado de la guía, mientras que la de medida de nivel y caudal de sumideros, no tiene las características de sensibilidad y tiempo de respuesta que indica la RG. No se cumple este apartado C2.2 para toda la instrumentación instalada.

El titular concluye que el diseño de los sistemas de detección de fugas de refrigerante del reactor cumple en un alto grado lo indicado en esta RG 1.45 rev.1. No se cumple lo indicado en las posiciones reguladoras C2.1 y C2.2, en cuanto a sensibilidad y tiempo de respuesta, el titular indica que tratar de cumplirlo llevaría a modificaciones que no considera justificadas puesto que la experiencia demuestra que el conjunto de medios y procedimientos utilizados actualmente en la detección de fugas permite detectar fugas de valores muy inferiores a los límites de las ETF y hacer un seguimiento adecuado de las mismas.

Resultados de la evaluación

El CSN llevó a cabo una evaluación preliminar del análisis de cumplimiento presentado por el titular, encontrando que para realizar la evaluación final el titular debía suministrar la información adicional siguiente:

- Identificar si hay otros componentes críticos de la barrera de presión del refrigerante del reactor para los que no hay un medio directo de detección de fugas y establecer los mecanismos necesarios para la monitorización de las mismas.
- Diseño de detalle del sistema de medida de nivel y caudal de sumideros, sensibilidad y tiempo de respuesta de la instrumentación así como justificación de la imposibilidad de mejorar el tiempo de respuesta del mismo.
- Análisis de la capacidad de detección y monitorización de medidores asociados con métodos auxiliares (no de ETFM) de detección de fugas para la cuantificación de la misma. Análisis de detalle sobre disponibilidad de métodos adicionales para la detección de la fuga, ya que el número de métodos auxiliares identificados parece insuficiente.
- Aclaración de la posibilidad de calibrar estos sistemas durante la operación.
- Definición de tiempos que los monitores asociados a medios auxiliares de detección (no de ETFM) pueden estar fuera de servicio y medidas compensatorias incluidas en los procedimientos para casos en que no pueda recuperarse su funcionalidad.
- Verificación de si los tarados de las alarmas en la sala de control, procedentes de los sistemas de detección de fugas, son lo suficientemente anticipativas como para permitir al operador la toma de acciones correctoras.
- Análisis amplio de la problemática de fugas entre sistemas, considerando diferentes situaciones operativas de los sistemas que conectan con la barrera de presión.

El resultado de esta evaluación preliminar fue comunicado al titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico, remitió al CSN un documento incluyendo la información solicitada por el CSN.

La evaluación del CSN ha analizado el cumplimiento de esta RG en CN Santa María de Garoña, teniendo en cuenta la información adicional suministrada, obteniendo las siguientes conclusiones:

1. La RG 1.45 revisión 1 debe pasar a formar parte de las bases de licencia de la central, con excepción de las posiciones reguladoras C2.1 y C4.1.
2. El titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones para cumplir la RG 1.45:
 - a) Posición C2.2: Implantar las modificaciones oportunas para asegurar que la instrumentación del sumidero de suelos permite la detección de 1 gpm en 1 hora. Además, deberá contemplar en los procedimientos de la central los posibles reajustes a llevar a cabo en dicha instrumentación, a lo largo de la operación de la central y en función de la fuga operacional del pozo seco, de modo que la sensibilidad de la detección se garantice en todo momento.
 - b) Posición C2.3: Implantar un sistema de vigilancia de radiactividad ambiental del pozo seco debida a partículas que disponga de una capacidad de detección de 1 gpm en 1 hora. Puesto que el método de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas es uno de los tres considerados por la RG 1.45 rev.1 como candidato para incluirse en las ETFM, debe reanalizarse la ETFM 3.4.6 vigente con el objeto de determinar la conveniencia de incluirlo en la misma.

- c) Posición C3.2 (ii): Establecer un límite en el tiempo de indisponibilidad del nuevo sistema de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco (punto 2.b) anterior). El tiempo de indisponibilidad deberá ser coherente con lo indicado en el NUREG-1433 rev. 1. En caso de que el titular decida no incluir el sistema de vigilancia de radiactividad ambiental debida a partículas en las ETFM, lo deberá incluir en el MRO.
- d) Posición C3.3: para sistemas de vigilancia de fugas basado en la radiación ambiental del pozo seco debida a partículas, incorporar alarmas, registros y tarados adecuados para cumplir con esta posición reguladora.

Estas acciones deberán estar implantadas antes de la carga de combustible en el reactor y han sido incorporadas en la ITC nº 12 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.54, "Service level I, II and III protective coating applied to nuclear power plants", rev. 2/2010

Esta RG describe los métodos aceptables para la NRC, para la selección, aplicación, cualificación, inspección y mantenimiento de revestimientos aplicados en las centrales nucleares para protección de estructuras, sistemas y componentes (ESC) contra la corrosión, la contaminación con sustancias radiactivas y el desgaste. La RG utiliza la referencia a normas de la ASTM, fundamentalmente la ASTM D 5144-08 Protective Coating Standards in NPPs y la ASTM D 4538-05 Protective Coating Terminology. El objetivo de la revisión 2 es actualizar las normas ASTM utilizadas como referencia.

Análisis y posición del titular

El titular indica que ya había analizado la revisión 1 de esta RG, que se complementa con la Generic Letter (GL) 98-04 Potential for degradation of the emergency core cooling system and the containment spray system after a loss-of-coolant accident because of construction and protective coating deficiencies and foreign material in containment. La RG incluye varias referencias a esta GL.

Lo indicado en la Revisión 1 de la RG fue cubierto, para los revestimientos de "Nivel de Servicio I" por la GL 98-04, en respuesta a la cual se estableció un programa periódico de inspección de los revestimientos de la contención primaria de CN Santa María de Garoña. El titular indica que en CN Santa María de Garoña se siguen en líneas generales las guías ASTM referenciadas en esta RG, sin embargo hay aspectos tales como la cualificación de los pintores que resultan de difícil cumplimiento en España.

Dentro de los Programas de Gestión del Envejecimiento, Nuclenor está haciendo un seguimiento apropiado de los revestimientos de otras ESC de la central.

Con motivo del análisis de la revisión 2 de la RG, el titular ha analizado su programa de pinturas frente a lo establecido en la misma, y ha llegado a la conclusión de que la documentación existente, basada en la RG 1.54 Rev.1, sigue siendo válida.

El titular concluye que la revisión 2 de esta RG será utilizada como referencia en una futura revisión de la documentación relativa a pinturas.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento realizado por el titular, concluyendo que se considera aceptable, teniendo en cuenta el análisis de cumplimiento de la GL 98-04 "Potential for degradation of the emergency core cooling system and the containment spray system after a loss-of-coolant accident because of construction and protective coating deficiencies and foreign material in containment", que el titular realizó en la RPS de 2008, así como las previsiones del actual Programa de Gestión del Envejecimiento PGE-28 "Programa de pinturas". No obstante, la evaluación indica que RG 1.54 Rev.2 y la normativa por ella endorsada deben ser consideradas por el titular como referencia para la selección, aplicación y mantenimiento de los recubrimientos de protección.

Estas conclusiones han sido transmitidas a Nuclenor, que mediante correo electrónico de fecha 19 de noviembre de 2015 confirmó que esta guía reguladora se encuentra incorporada en las bases de licencia.

RG 1.82, "Water sources for long-term recirculation cooling following a LOCA", rev. 4 /2012

Esta RG describe los métodos aceptables para la NRC para cumplir los requisitos relativos a sumideros o piscina de supresión, que constituyen fuentes de agua para los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS), evacuación del calor de la contención, o limpieza de la atmosfera de la contención. Adicionalmente proporciona directrices para evaluar la idoneidad y disponibilidad de sumideros o piscina de supresión en la fase de recirculación para la refrigeración a largo plazo después de un accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA). Asimismo aborda la problemática de atascamiento de los filtros de aspiración de los ECCS como consecuencia de la acumulación de residuos que pudieran amenazar la capacidad de aspiración de los ECCS desde estas fuentes de agua.

Análisis y posición del titular

En 1998 el titular implantó en CN Santa María de Garoña una modificación de diseño para instalar, en la piscina de supresión (cámara de supresión), unos nuevos filtros de aspiración (strainers) del ECCS como consecuencia del análisis de la revisión 2 de esta RG, siguiendo la guía NEDO 32686 Utility Resolution Guide (URG) for ECCS Suction Strainer Blockage, de 1996, y el correspondiente Safety Evaluation Report (SER) de la NRC de 1998. Esta metodología se había desarrollado para abordar la cuestión de seguridad no revisada USI (Unresolved Safety Issue) A-43, identificada tras un suceso en la central sueca de Barseback II en 1992 y otros incidentes menores en otros países, considerándose inicialmente aplicable sólo a las centrales BWR.

La revisión 2 de esta RG se incorporó como base de licencia de CN Santa María de Garoña. Las revisiones 3 y 4 de la RG contienen nuevos requisitos derivados del reanálisis del tema para las centrales BWR con el fin de incorporar consideraciones que no fueron tenidas en cuenta durante los análisis iniciales.

El titular indica que, puesto que la revisión 3 de la RG incorpora las consideraciones del NEDO-32686, de la GL 97-04 y hace algunas precisiones respecto a la RG-1.1 que son compatibles con las bases de licencia de CN Santa María de Garoña, está considerada como aplicable a modificaciones que se realicen en el futuro, relacionadas con las condiciones de succión de los ECCS.

En abril de 2008 la NRC requirió el reanálisis del tema de la succión de los ECCS al Grupo de Propietarios BWR (BWROG), constituyéndose un comité para evaluar los aspectos no considerados en el alcance de la guía NEDO 32686, así como para incorporar las lecciones aprendidas en el proceso seguido por las centrales PWR, denominado Generic Safety Issue-191 (GSI-191) "Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance".

El BWROG estableció cuatro subcomités para reanalizar 12 aspectos, en otros tantos proyectos, determinando para cada uno de ellos el tratamiento aplicable (probabilista/determinista), así como la necesidad de ser abordados específicamente por cada titular.

En relación con el proyecto seis (Debris Latente), cuyo objetivo es reevaluar los datos genéricos de debris latente usados por los BWR en sus cálculos de los filtros y que están basados en los datos proporcionados por la guía NEDO 32686, el titular tiene previsto, en 2016, realizar una inspección y limpieza de la contención primaria previamente al arranque, con el objetivo de asegurar el cumplimiento con el valor de 150 Lb.

En relación con el proyecto doce (Zona de Influencia Esférica), cuyo objetivo es verificar que la metodología utilizada para estimar la cantidad de debris generado debido a roturas de tuberías, identifica la condición más desfavorable no sólo en la cantidad sino en el tipo de debris, el titular tiene previsto, también en 2016, realizar una reevaluación de si existe algún tipo de aislamiento que, sin ser necesariamente limitante en cuanto a cantidad, de lugar a resultados más desfavorables que los inicialmente considerados en cuanto a pérdidas de carga en los filtros de ECCS. En caso de encontrarse, se evaluarán las consecuencias de un impacto directo.

En cuanto al resto de proyectos el titular indica que las fechas programadas para su finalización llevan a que no estén previstas acciones a medio plazo para su implantación en CN Santa María de Garoña.

El titular realiza un análisis de cumplimiento de los criterios establecidos en la revisión 4 de la RG agrupándolos en dos bloques, atendiendo a su objetivo:

- Criterios de diseño, comportamiento y métodos de análisis de los filtros y ESC relacionados (ECCS, Piscina de Supresión de Presión).
- Información y métodos aceptables para evaluar técnicas analíticas e implementar requisitos relativos a las fuentes de agua necesarias para la refrigeración a largo plazo.

El titular analiza detalladamente cada apartado de la RG encontrando que se cumplen en CN Santa María de Garoña, no son aplicables a esta central o están incluidos en las actividades en curso en los proyectos del BWROG mencionadas anteriormente.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN llevó a cabo un análisis preliminar de la información proporcionada por el titular, en cuanto a la conformidad con las recomendaciones del BWROG. Como resultado se encontró que era necesario requerir información adicional en relación con tres de los doce aspectos que están siendo objeto de reanálisis por parte del BWROG:

- Valoración de pinturas: control de los recubrimientos utilizados e implantación de un plan de mantenimiento, vigilancia y control adecuados para garantizar el cumplimiento de la normativa aplicable.
- Debris latente: elaborar y remitir al CSN un procedimiento para la cuantificación del debris latente, con el fin de garantizar su aplicación periódica y su idoneidad, en los términos recomendados.
- Zona de influencia esférica: reanalizar los materiales existentes en la contención con el fin de evaluar las posibles consecuencias de un impacto directo del haz, con el objetivo de asegurar que la estimación de la generación de debris debido a roturas de tuberías sea la más conservadora, no sólo en cantidad, sino en la potencialidad de producir efectos adversos.

Asimismo se consideró necesario solicitar información adicional al titular en relación con el control de inventario de los materiales en la contención generadores potenciales de debris, incluyendo recubrimientos, sobre los programas de mantenimiento de los mismos, y sobre los programas periódicos de limpieza de la contención, establecidos en CN Santa María de Garoña, conforme al punto C.1.1.2 de la RG-1.82.

El CSN realizó en 2009 una inspección a CN Santa María de Garoña para verificar la implantación de las modificaciones de diseño resultantes del análisis de cumplimiento de la revisión 2 de esta RG. En dicha inspección se identificaron algunos aspectos que deberían resolverse en el futuro (acta CSN/AIN/SMG/09/592), que no fueron objeto de actuaciones posteriores debido al cese de explotación de la central. Con motivo de la evaluación preliminar del análisis de cumplimiento de la revisión 4 de la RG presentado por el titular, la evaluación del CSN consideró conveniente solicitar al titular información sobre la resolución de dichos aspectos:

- a) Determinación de la frecuencia de ejecución de la gama GM-MM-1008 de inspección visual y limpieza de los filtros de aspiración de agua del toro.
- b) MD implantadas para sustituir aislamientos y actualización de su inventario como documentación base de licencia.
- c) Programas de limpieza, inspección visual y reparación de superficies en la contención, confirmando la inclusión de todas las zonas del pozo seco.
- d) Actualización de los análisis de NPSH de las bombas de los ECCS, teniendo en cuenta las pinturas no cualificadas en la contención, como documentación base de licencia.
- e) Acciones relacionadas con el etiquetado en contención.

- f) Establecimiento de nuevos RV relacionados con el mantenimiento de las hipótesis consideradas en el análisis de los ECCS aspirando desde los sumideros.

La información adicional indicada en los párrafos precedentes fue solicitada la titular mediante correo electrónico. El titular respondió mediante escrito NN/CSN/242/2015, de fecha 10 de noviembre de 2015.

La evaluación del CSN ha analizado conjuntamente el análisis de cumplimiento presentado inicialmente y la información adicional suministrada por el titular a solicitud del CSN, obteniendo las siguientes conclusiones:

1. La revisión 4 de la RG-1.82 debe incorporarse a la base de licencia e CN Santa María de Garoña.
2. El titular deberá mantenerse al corriente de los avances de los subcomités del BWROG sobre el reanálisis de la URG NEDO 32686, con el fin de incorporar las conclusiones que le apliquen de los aspectos actualmente en desarrollo.
3. El alcance de los programas y procedimientos (PGE-28; PMM-P-095) de inspección visual de recubrimientos del pozo seco y cámara de supresión en la contención primaria debe ampliarse para incluir también los equipos y tuberías. Esta actividad debe estar finalizada antes de la carga de combustible.
4. El plan de reparaciones de las ESC de la contención primaria debe priorizar las de las superficies y recubrimientos deteriorados, de forma que se realicen en la misma recarga en la que se identifican.
5. El titular realizará una cuantificación del debris latente y sus resultados deben estar analizados antes de la carga de combustible. El procedimiento para su ejecución se remitirá al CSN con el fin de verificar su idoneidad para el mantenimiento de la hipótesis de 150 lb asumida en los cálculos de NPSH y que se han previsto acciones en caso de obtención de resultados desfavorables, según las recomendaciones del BWROG.
6. El titular dispondrá de las conclusiones del reanálisis de los materiales existentes en la contención primaria, con la antelación suficiente para poder implantar, antes de la carga de combustible, las mejoras que pudieran identificarse para minimizar la generación de debris en caso de LOCA. Este reanálisis debe incluir una evaluación del etiquetado existente en el interior del pozo seco y la retirada de elementos de identificación no cualificados o desprendibles en ambiente LOCA.
7. Con respecto al control de inventario de debris en la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:
 - a) Actualizar el inventario de aislamientos recogido en el documento ING-072, Rev.0.
 - b) Actualizar el inventario de recubrimientos no cualificados en la contención.
 - c) Disponer de una actualización del documento base de licencia relativo a esta problemática, ING-031/NN, incorporando los resultados de la revisión del inventario de aislamientos y de recubrimientos cualificados de las conclusiones a y b anteriores.
 - d) Incluir en el alcance del procedimiento PCN-A.23 para el control de materiales extraños tanto el toro como el pozo seco.

- e) Establecer medios de control de material misceláneo como señalización transitoria, equipos portátiles, accesorios, etc., de forma que se garantice la retirada de los mismos antes del cierre de la contención.
8. Con respecto a otros procedimientos de control de inventario, mantenimiento y supervisión del estado de la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:
- a) Revisar el procedimiento de inspección de aislamientos SV-CA-001, conforme a la actualización del inventario referida en la conclusión 7a anterior.
 - b) Incluir en el alcance del PCN-0-004 Plan de supervisiones en parada de recarga, la zona del pozo seco entre la plataforma de válvulas (cota 523) y la plataforma de recarga.
 - c) Disponer de un procedimiento que integre los programas de inspección visual y reparaciones de la contención, incorporando la revisión general realizada al finalizar la recarga, para documentar las reparaciones efectuadas y dejar constancia del estado final de la contención. Este procedimiento debe identificar las responsabilidades y los plazos y prioridades para efectuar las reparaciones de los elementos encontrados defectuosos.
 - d) Presentar una propuesta de cambio de ETFM para disponer de un requisito de vigilancia para verificar la operabilidad de los ECCS, en lo que respecta a los filtros de la cámara de supresión, antes del cierre de la contención primaria. El procedimiento de vigilancia asociado debe incluir la verificación de que se han realizado las siguientes actividades, con el alcance y frecuencia asignadas:
 - Una limpieza final exhaustiva del pozo seco y de la cámara de supresión.
 - Una ronda de verificación final, según PVD-0-419 y PVD-0-614.
 - El adecuado control de materiales extraños.
 - La retirada de la señalización transitoria y otros elementos no permanentes como equipos portátiles, accesorios, materiales de protección, etc.

Estas conclusiones han sido transmitidas al titular mediante correo electrónico y ha dado respuesta a las mismas también mediante correo electrónico con comentarios.

En el acta de la reunión del 3 de febrero (CSN/ART/CNSMG/SMG/1602/02), sobre las conclusiones de las evaluaciones de la SRAE, se reflejó que como consecuencia de los comentarios de NN de 15/12/15, INSI podría reconsiderar las conclusiones alcanzadas en el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/INSI/SMG/1511/909, resultando finalmente que por parte del CSN el titular debe realizar las siguientes acciones:

- Incorporar a su base de licencia la revisión 4 de la RG-1.82.
- CNSMG deberá mantenerse al corriente de los avances de los subcomités del BWROG sobre el reanálisis de la URG NEDO 32686, con el fin de incorporar las conclusiones que le apliquen de los aspectos actualmente en desarrollo.
- Los procedimientos PMD-P-095 y PCN-004 se modificarán en el sentido indicado por el titular en la información remitida el 20/05/16 y se ejecutarán satisfactoriamente antes del inicio de la operación.

- Se dispondrá de un procedimiento interno de Operación -como servicio responsable de la operabilidad de la contención y de su impacto en los ECCS- que contenga explícitamente el requisito de verificar que se hayan realizado satisfactoriamente, con el alcance y frecuencia adecuadas, las actividades siguientes:
 - o Una limpieza final exhaustiva del DW y toro (incluyendo SP)
 - o Una ronda de verificación final, según PVD-O-419 y PVD-O-614
 - o El adecuado control de materiales extraños
 - o La retirada de la señalización transitoria y otros elementos no permanentes como equipos portátiles, accesorios, materiales de protección
- El plan de reparaciones de las ESC de la contención primaria debe priorizar las reparaciones de las superficies y recubrimientos deteriorados, de forma que se realicen en la misma recarga en la que se identifican.
- NN realizará una cuantificación del debris latente y sus resultados deben estar analizados antes del inicio de la explotación, conforme a la acción del PAC AC-2, código CSN-CAR- 15/19. El procedimiento se remitirá al CSN con el fin de verificar su idoneidad para el mantenimiento de la hipótesis de 150 lb asumida en los cálculos de NPSH y que se han previsto acciones en caso de obtención de resultados desfavorables, según las recomendaciones del BWROG.
- El titular dispondrá de las conclusiones del reanálisis de los materiales existentes en la contención, conforme a su acción del PAC AC-4, código CSN-CAR-15/19, con la antelación suficiente para poder implantar, antes del inicio de las operaciones de carga de combustible, las mejoras que pudieran identificarse para minimizar la generación de debris en caso de LOCA. Este reanálisis debe incluir una evaluación del etiquetado existente en el interior del DW y la retirada de elementos de identificación no cualificados o desprendibles en el ambiente LOCA.

Con respecto al control de inventario de debris en la contención, antes de la carga de combustible se realizarán las siguientes acciones:

- Actualizar el inventario de aislamientos recogido en el documento ING-072, Rev.0.
- Actualizar el inventario de recubrimientos no cualificados en la contención.
- Disponer de una actualización del documento base de licencia relativo a esta problemática, ING-031/NN, incorporando los resultados de la revisión del inventario de aislamientos y de recubrimientos cualificados de las conclusiones a y b anteriores.
- El procedimiento PCN-A.23 para el control de materiales extraños debe incluir tanto el toro como el pozo seco.
- Establecer medios de control de material misceláneo como señalización transitoria, equipos portátiles, accesorios, etc., de forma que se garantice la retirada de los mismos antes del cierre de la contención.
- Con respecto a otros procedimientos de control de inventario, mantenimiento y supervisión del estado de la contención, antes de la carga de combustible, el titular deberá:

- o Revisar el procedimiento de inspección de aislamientos SV-CA-001, conforme a la actualización del inventario referida en la conclusión 7a anterior.
 - o Incluir en el alcance del PCN-0-004 Plan de supervisiones en parada de recarga, la zona del pozo seco entre la plataforma de válvulas (cota 523) y la plataforma de recarga.
 - o Disponer de un procedimiento que integre los programas de inspección visual y reparaciones de la contención, incorporando la revisión general realizada al finalizar la recarga, para documentar las reparaciones efectuadas y dejar constancia del estado final de la contención. Este procedimiento debe identificar las responsabilidades y los plazos y prioridades para efectuar las reparaciones de los elementos encontrados defectuosos.
- Nuclenor se mantendrá al corriente de los avances del análisis de la problemática de atascamiento de los sumideros de la contención, adoptando las soluciones que le resulten aplicables de las establecidas por el grupo de propietarios BWROG, con el fin de garantizar la conformidad con la RG-1.82.
 - Se iniciará un proceso sectorial conjunto entre el CSN y las centrales BWR españolas que permita definir unas ETFM y RV que trasladen las vigilancias que resulten necesarias para garantizar la operabilidad de la contención y de los ECCS, de acuerdo con los procedimientos elaborados por el titular.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.143, “Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures and Components installed in Light Water Cooled nuclear power plants”, rev. 2/2001

Esta RG proporciona recomendaciones aceptables para la NRC sobre el diseño de ESC para la gestión de residuos radiactivos en relación con la clasificación sísmica y de calidad. Además describe las medidas para control de vertidos de líquidos que contengan elementos radiactivos tales como derrames o reboses de tanques en todos los sistemas de la central situados fuera de la contención.

Análisis y posición del titular

El titular indica que esta RG ya forma parte de la base de licencia de CN Santa María de Garoña.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN consideró necesario solicitar al titular confirmación de que esta norma se encuentra incluida en la base de licencia de CN Santa María de Garoña. El titular lo ha confirmado mediante correo electrónico de fecha 19 de noviembre de 2015.

RG 1.149, “Nuclear power plants simulations facilities for use in operation training and license examinations”, rev.4/2011

Esta RG describe métodos, aceptados por la NRC, para cumplir la regulación asociada a la aprobación o aceptación de los simuladores utilizados en el entrenamiento de operadores y supervisores, en los exámenes de licencia, y para cumplir los requisitos relativos a experiencia operativa de la central.

Esos métodos son los contenidos en la norma ANSI/ANS-3.5-2009 Nuclear power plant simulators for use in operator training and examination, que es endosada por la RG con algunas matizaciones especificadas en la misma.

La revisión 4 recoge la experiencia de aplicación de la revisión 3 y actualiza y clarifica el alcance de las directrices incluidas en la RG.

Análisis y posición del titular

La revisión 2 de la RG, que endosaba la ANSI/ANS-3.5-1993, se analizó en la RPS de 1998 y su cumplimiento fue requerido en la Instrucción Técnica Complementaria 19ª a la Autorización de explotación de 1999, con motivo del proceso de evaluación del Simulador de Alcance Total (SAT) de CN Santa María de Garoña por parte del CSN.

Posteriormente, en la Especificación General SA-54-001 del SAT se establece que se seguirá la ANSI 3.5 de 1998, siendo esta norma la que se ha utilizado como referencia para la comprobación por el CSN de la aceptabilidad del SAT. La ANSI 3.5 de 1998 es endosada por la Revisión 3 de la RG, que es la actual base de licencia de CN Santa María de Garoña.

El apartado 4 (Aceptabilidad del Simulador del Licenciatario) de la RG-1.149 revisión 4 indica que las centrales que mantengan sus simuladores certificados con ediciones previas de la ANSI/ANS-3.5 (1998, 1993 y 1985) endosadas por la NRC, son animadas, pero no requeridas, a revisar el software y la documentación de prueba para mantener el simulador de acuerdo con la ANSI/ANS-3.5-2009. La NRC espera que el simulador se mantenga de acuerdo con una única versión de la norma, preferiblemente la ANSI/ANS-3.5-2009.

Durante la inspección del CSN llevada a cabo en octubre de 2010 (ref. CSN/AIN/SMG/10/633) sobre fidelidad física y funcional del SAT, se apuntó la posibilidad de modificar la normativa de referencia del SAT para incorporar la norma ANSI/ANS-3.5-2009.

El titular se encuentra analizando la incidencia que tendría el ANSI/ANS-3.5-2009 en CN Santa María de Garoña y concluye que en el futuro podría aplicar la revisión 4 de la RG en función del resultado de dicho análisis.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN ha verificado que la US NRC no está requiriendo la transición a la revisión 4 de la RG a los titulares de ese país. Asimismo la evaluación identifica que el cumplimiento por CN Santa María de Garoña de la revisión 4 de la RG podría ofrecer dificultades al titular tales como la

necesidad de desarrollar una nueva metodología de pruebas de escenario y de pruebas post evento o la dedicación considerable de recursos para aplicar la guía NEI 09-09.

El cambio en la base de licencia afectaría asimismo a la realización de los exámenes de planta para la obtención de licencias de supervisor u operador puesto que los escenarios desarrollados para los exámenes también deberían someterse a la nueva metodología de pruebas de comportamiento del simulador.

La evaluación del CSN considera que la aplicación de esa nueva metodología no implica, al menos de modo automático, una mejora significativa en la calidad del simulador de alcance total.

La evaluación concluye que no considera necesario requerir al titular el cumplimiento de la RG aunque el CSN fomentará una aplicación graduada de la misma.

Se considera aceptable la posición del titular de dejar abierta la posibilidad de aplicar la RG en el futuro, una vez analizadas detalladamente todas sus implicaciones.

RG 1.151, "Instrument sensing lines", rev.1/2010

Esta RG, endorsa la norma ANSI/ISA-67.02.01-1999 Nuclear Safety-Related Instrument-Sensing Line Piping and Tubing Standard for Use in Nuclear Power Plants, como método aceptable para satisfacer los requisitos de la NRC sobre diseño e instalación de líneas de detección de instrumentación relacionada con la seguridad en centrales nucleares.

En la posición reguladora C.3 se indica además que la NRC considera que la IEEE Std 622-1987 Recommended Practice for the Design and Installation of Electric Heat Tracing Systems for Nuclear Power Generating Systems proporciona unas bases aceptables para el diseño e instalación de calentamiento eléctrico de componentes (trazado térmico) en centrales nucleares.

La revisión 1 de la RG incluye dos aspectos adicionales a tener en cuenta en el diseño de líneas sensoras:

- Diseño e instalación de sistemas con trazados térmicos.
- Determinación de potenciales impactos de gases incondensables en las líneas sensoras, así como la mitigación de dichos impactos.

Análisis y posición del titular

En la revisión 0 de esta RG, de Julio de 1983, la NRC considera que la norma ISA S67.02-1980 Nuclear-Safety-Related Instrument Sensing Line Piping and Tubing Standards for Use in Nuclear Power Plants, suplementada con lo establecido en la propia RG, proporciona una base aceptable para el diseño e instalación de líneas de detección de la instrumentación relacionada con la seguridad en centrales nucleares con permiso de explotación posterior a 1983.

En la evaluación de Normativa de Aplicación Condicionada asociada al Permiso de Explotación de 2009 se consideró aplicable la revisión 0 de esta RG para su uso futuro en modificaciones que incorporasen nuevas líneas sensoras de instrumentación.

Tras comparar ambas revisiones el titular concluye que la RG 1.151 revisión 1, es la referencia para las posibles aplicaciones futuras en modificaciones que incorporen nuevas líneas sensoras de instrumentación o traceados térmicos.

Resultados de la evaluación

La evaluación indica que la revisión 0 de la citada norma se analizó en su momento y se consideró como aplicable para su uso futuro en CN Santa María de Garoña para modificaciones que incorporen nuevas líneas sensoras de instrumentación.

La evaluación considera que la posición del titular de aplicar la revisión 1 de esta RG a modificaciones de diseño futuras (traceados térmicos y nuevas líneas sensoras) es aceptable.

RG 1.180, “Guidelines for evaluating electromagnetic and radio-frequency interference in safety-related I&C systems”, rev. 1/2003

La RG 1.180 rev. 1 incluye recomendaciones para el diseño, instalación y pruebas para la protección necesaria frente a condiciones ambientales de interferencia electromagnética (EMI) y de radiofrecuencia (RFI) y descargas de energía de los equipos eléctricos y de instrumentación importantes para la seguridad.

La revisión 1 incorpora cambios para endorsar la norma Military Standard MIL-STD-461E Requirements for the control of electromagnetic interference characteristics of subsystems and equipment y las normas IEC de la serie 61000, relativas a métodos de prueba para EMI y RFI. Además se amplía el alcance de la RG para incluir pruebas de las líneas de señales, incorporar rangos de frecuencia utilizados por los equipos portátiles de comunicaciones cuyo uso está en aumento y relajar requisitos de prueba cuando la experiencia y los resultados de la investigación lo permiten.

Análisis y posición del titular

El titular indica que esta RG aplica a todos los sistemas nuevos o modificaciones de los sistemas actuales, relacionados con la seguridad que incluyan equipos electrónicos analógicos, digitales o híbridos. Con ello se corrige el error en el análisis realizado por el titular en 2008, en el cual se consideró que dicha guía era aplicable específicamente a modificaciones de diseño que incorporen sistemas de protección basados en tecnología digital.

El titular también indica que realmente esta norma ya fue incluida en la base de licencia como consecuencia del análisis realizado en la RPS del 2008, con lo cual dicha norma se está aplicando desde entonces.

El titular concluye que esta RG se está aplicando en CN Santa María de Garoña en la sustitución o incorporación de equipos y sistemas electrónicos que se realicen en la Central (I&C, comunicaciones, vigilancia de Seguridad Física, etc.).

Resultados de la evaluación

La evaluación indica que, en relación al análisis realizado por el titular, cabe aclarar que la norma aplica no sólo a sistemas relacionados con la seguridad sino también a aquellos sistemas de I&C no relacionados con la seguridad cuyo fallo pueda afectar a funciones de seguridad.

La evaluación considera que la posición del titular de aplicar esta RG en la sustitución o incorporación de equipos y sistemas electrónicos que se realicen en la central, es aceptable.

RG 1.196, "Control room habitability at light-water nuclear power reactors", rev.1/2007

Esta RG proporciona guía y criterios, aceptables para la NRC, para cumplir los requisitos del Apéndice A del 10 CFR 50, respecto a la habitabilidad de la sala de control. La guía describe un proceso que los titulares pueden aplicar a las salas de control de nuevo diseño, que son modificadas o que deben reconfirmar el cumplimiento con los requisitos indicados.

La RG endorsa parcialmente la guía de la industria americana NEI 99-03 "Control Room Habitability Assessment Guidance", que ha sido revisada por la NRC, concluyendo que algunas partes de la misma pueden constituir aportaciones valiosas sobre habitabilidad de sala de control.

El principal motivo de la revisión 1 es que tras la publicación de la Rev. 0, la NRC ha determinado que la información presentada en el Apéndice B de la misma Acceptable Technical Specifications and Bases Revisions for Westinghouse Plants, Revisions to Revision 2 of NUREG-1431, no representa con precisión una especificación técnica viable para la habitabilidad de sala de control de los reactores de agua ligera, por lo que se elimina en la revisión 1.

Análisis y posición del titular

Con posterioridad a la emisión de la revisión 0 de la RG 1.196, la industria nuclear americana, a través del grupo de trabajo TSTF, elaboró la propuesta TSTF-448 de cambio de ETF's Standard, que fue aprobado por la NRC en su revisión 3. El TSTF fue utilizado por las CCNN americanas para modificar sus ETF's, incorporando los nuevos requisitos aplicables a la vigilancia de la envolvente de sala de control.

Mediante Instrucción Técnica de 24 de marzo de 2008 (ref. CSN/IT/DSN/08/23) el CSN requirió al titular de CN Santa María de Garoña la presentación de una solicitud de modificación de ETFM, en relación con la verificación periódica de la integridad de la Envolvente de Sala de Control, para adaptarlas a las conclusiones del TSTF-448 R3.

Con fecha 29 de julio de 2008 se presentaron las propuestas 17A de revisión de ETFM y 15A de sus Bases, adaptando las ETFM al TSTF-448 R3, de acuerdo con la IT del CSN. Esta propuesta fue aprobada como Revisión 21 de las ETF y Revisión 19 de las Bases.

La Revisión 0 de esta RG forma parte de las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña. El titular concluye que, puesto que existe una inconsistencia entre el texto de ETF del Apéndice B de la revisión 0 y el texto finalmente utilizado del TSTF-448, y la revisión 1 de la RG elimina el Apéndice B, lo adecuado es adoptar la revisión 1 de RG en las Bases de Licencia.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN no ha considerado necesario revisar el análisis de cumplimiento de la revisión 1 de esta RG realizado por el titular ya que en ella se mantienen los mismos requisitos radiológicos de la revisión 0.

En relación con el aspecto que se modifica respecto de la revisión 0, eliminación del Apéndice B “Acceptable Technical Specifications and Bases Revisions for Westinghouse Plants”, CN Santa María de Garoña dispone de unas ETFM redactadas de acuerdo con esa revisión 0 de la RG y aprobadas. La eliminación del apéndice B implica un mejor cumplimiento de la central con la RG.

Se considera aceptable la posición del titular de incorporar a las bases de licencia la revisión 1 de la RG.

RG 1.204, “Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants”, rev. 0/2005

La RG 1.204 aplica al diseño e instalación de sistemas de protección frente a rayos, de cara a asegurar que los transitorios eléctricos resultantes de esos fenómenos no causen inoperabilidad o actuación espuria de sistemas relacionados con la seguridad.

La RG está basada en el NUREG/CR-6866 Technical Basis for Regulatory Guidance on Lightning Protection in NPP, y cita dos documentos de reconocida solvencia sobre el asunto (NFPA 780-2004 Standard for Installation of Lightning Protection Systems y UL 96A-2001 Installation Requirements for Lightning Protection Systems); en la posición reguladora C.1 endosa cuatro normas IEEE (IEEE-665-1995, IEEE-666-1991, IEEE-1050- 1996 y IEEE-C62.23) y en la posición reguladora C.2 establece las prácticas de mantenimiento y pruebas para los sistemas de protección contra rayos.

Análisis y posición del titular

En CN Santa María de Garoña ha habido algunas experiencias operativas en las que la descarga de un rayo afectó a tarjetas electrónicas de equipos, aunque en ningún caso resultaron afectados los sistemas de protección relacionados con la seguridad.

Como consecuencia de dichas experiencias, se realizaron mejoras en los sistemas de protección frente a rayos y en los procedimientos de inspección periódica de dichos sistemas. Se instalaron, además, protecciones contra sobretensiones en las instalaciones eléctricas próximas a los pararrayos y que pudieran ser afectadas por descargas atmosféricas.

El titular realiza un análisis del cumplimiento de cada una de las cuatro normas IEEE referenciadas en la posición reguladora C.1 de la RG, encontrando que el sistema de protección frente a los rayos y la red de puesta a tierra de CN Santa María de Garoña cumplen los objetivos de diseño de las mismas y están implementados de manera acorde a sus directrices.

Las líneas de alta tensión y la subestación disponen de una red de tierras que protegen frente a las descargas atmosféricas según el Reglamento sobre Condiciones Técnicas y Garantías de Seguridad en Líneas Eléctricas de Alta Tensión y el Reglamento sobre Condiciones Técnicas y Garantías de

Seguridad en Centrales Eléctricas, Subestaciones y Centros de Transformación, y se realizan las revisiones de las mismas con una periodicidad de 3 años.

La instalación de la protección de edificios de la central contra rayos se revisa según el procedimiento TP-ME-5073, (GM-ME-361-Rev. 4) Sistema de Protección Contra el Rayo en Edificios de la Central, con una periodicidad de dos años, o si ha detectado una descarga en alguno de los pararrayos.

Las inspecciones que se realizan están de acuerdo con lo que establece la posición reguladora C.2 de la RG. La frecuencia de dichas inspecciones está de acuerdo con la posición C.1.

El titular indica que las mejoras realizadas a la instalación de protección frente al rayo se consideran adecuadas, así como la vigilancia periódica establecida.

El titular concluye que tendrá en cuenta esta RG en caso de que en el futuro considerase necesario realizar modificaciones al diseño del sistema de protección contra rayos.

Resultados de la evaluación

A requerimiento del CSN, mediante la carta CSN/C/DSN/SMG/15/18 de fecha 20 de abril de 2015, Nuclenor ha remitido, con la carta NN/CSN/153/2015 de 26 de junio, un nuevo análisis de cumplimiento de esta RG más amplio que el inicialmente presentado con la solicitud de renovación de la autorización de explotación en junio de 2014.

La evaluación del CSN indica que, de las cuatro IEEE endosadas por la RG 1.204, la protección de edificios y estructuras contra rayos sólo se trata en la IEEE 665-1995, sección 5.6 "Lightning protection for generating stations structures". El método de protección indicado en dicho apartado remite directamente la norma NFPA 780-1992, de lo que se concluye que en cuanto a la protección de edificios y estructuras, según la RG 1.204, sería aplicable la citada NFPA 780.

En línea con lo requerido en las autorizaciones de explotación a las otras centrales españolas de tecnología USA, la protección exterior de estructuras y edificios frente a impacto de rayo debe ser actualizada considerando la normativa vigente actualmente (RG 1.204 o normativa equivalente).

En base a ello, el titular deberá llevar a cabo la revisión de la instalación de protección de edificios y estructuras de la central frente a rayos, teniendo en cuenta la normativa citada e implantará las modificaciones que pudieran derivarse del estudio en un plazo de 18 meses.

Algunas de las centrales españolas de tecnología de origen USA han realizado un estudio comparativo de la normativa española frente al NFPA 780 y han aplicado las normas UNE adecuadas al tipo de pararrayos instalados o previstos (UNE-EN-62305 "Protección contra el rayo" y UNE 21.186 "Pararrayos con dispositivo de cebado") teniendo en cuenta también el Código Técnico de Edificación CTE-SU8 y la Norma Tecnológica NTE-IPP, lo cual se ha considerado adecuado por el CSN. Todas las centrales han realizado modificaciones de diseño para ampliar y mejorar el grado de protección de edificios y estructuras frente a rayos, por lo tanto CN Santa María de Garoña también debe hacerlo, salvo que demuestre que la situación actual es aceptable de acuerdo con las normas citadas.

La evaluación concluye que el titular debe llevar a cabo la revisión de la instalación de protección de edificios y estructuras de la central frente a rayos, teniendo en cuenta la normativa citada e implantará las modificaciones que pudieran derivarse del estudio, en un plazo de 18 meses, realizando un estudio de evaluación y análisis técnico de la protección frente a rayos de edificios y estructuras. El objetivo es que todos los edificios/estructuras que albergan sistemas o componentes relacionados con la seguridad queden plenamente cubiertos por la zona de protección de al menos un pararrayos.

Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 12 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.211, “Qualification of safety related cables and field splices for NPP”, rev. 0/2009

Esta RG describe métodos aceptables para la NRC para cumplir con la normativa sobre cualificación de cables y conexiones relacionados con la seguridad en centrales nucleares.

La RG endorsa la Norma IEEE 383-2003, IEEE Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations, y sustituye a la RG-1.131, Qualification Tests of Electric Cables, Field Splices, and Connections for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, la cual endorsaba la Norma IEEE 383-1974, IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations.

Las principales diferencias entre la norma IEEE 383 edición 1974 y edición 2003 son:

- las uniones eléctricas, por medio de conectores, están en el alcance de la norma de 1974 pero no en la de 2003 (pasaron a estar recogidas en la IEEE 572-1985);
- la norma de 1974 establece el ensayo tipo como método de calificación, mientras que para la norma de 2003 el ensayo tipo es el método preferido pero admite otros como la experiencia operativa y, sólo como complemento, el análisis;
- la norma de 2003 permite extender la vida calificada mediante un programa de vigilancia de la condición del cable;
- la norma de 2003 no especifica el procedimiento de ensayo de resistencia a la llama, como lo hace la IEEE 383-1974, sino que indica que debe cumplir con las normas IEEE 1202-1991 y NFPA 262-2002, y para los cables de interior de paneles y coaxiales indica que deben cumplir como mínimo el ensayo de llama de la UL VW-1.

La RG introduce en su posición reguladora C.6 la posibilidad de implantar programas para la vigilancia de las condiciones ambientales (tales como temperatura y radiación) y para la vigilancia de la condición de los cables de potencia, instrumentación y control relacionados con la seguridad.

Análisis y posición del titular

El titular indica que la RG-1.131, que endosa la IEEE 383-1974, es la Base de Licencia de CN Santa María de Garoña.

El cumplimiento de la Base de Licencia anteriormente indicada, se materializa en el proceso de aprovisionamiento, los cables suministrados deben de estar calificados de acuerdo con la IEEE 383-1974, estableciéndose los parámetros de radiación y temperatura para la calificación.

El titular indica que, dentro del Programa Integrado de Gestión del Envejecimiento (PIEGE, Rev. 4 de abril del 2009), hay implantado un Programa de Gestión de Envejecimiento de Cables Eléctricos denominado PGE-29 y otro de conexiones eléctricas PGE-41.

Las conclusiones del titular son:

- Considerando que las diferencias entre las dos versiones de la norma IEEE 383 no son significativamente importantes, y teniendo en cuenta que actualmente los fabricantes nacionales disponen de cables eléctricos calificados de acuerdo con la IEEE 383-1974, se mantiene esta versión de la norma como Base de Licencia de CN Santa María de Garoña. Si en un futuro, los fabricantes de cables eléctricos desarrollan un proceso de calificación de cables de acuerdo con la Norma IEEE 383-2003, se asumiría esta versión de la Norma como Base de Licencia de CN Santa María de Garoña;
- Mediante los programas de vigilancia de cables y conexiones eléctricas, actualmente implantados en CN Santa María de Garoña se cumple con el espíritu del requisito establecido en el apartado C.6 de la RG-1.211.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN indica que el Programa de Gestión de Envejecimiento de Cables Eléctricos, PGE-29, incluye en su alcance cables no calificados sujetos a estudios de Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE), cables con requisitos de calificación ambiental sometidos a un ambiente adverso, cables sometidos a un ambiente adverso localizado puntual y cables de media tensión de alimentación de las bombas de agua de servicios.

De acuerdo con el PIEGE de CN Santa María de Garoña, los cables calificados no están sujetos a revisión del envejecimiento ya que, al tener una vida calificada igual o superior a 40 años constituyen el alcance de la revisión del Estudio de Calificación Ambiental (ECA) y se incorporan como Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT).

Según el AEFT de Calificación Ambiental de equipo eléctrico y de instrumentación, se actualizará la vida calificada de los componentes recogidos en el ECA en base al reanálisis del posible margen entre las condiciones de calificación (radiación y temperatura) y las condiciones especificadas. Después se calculará la fecha necesaria de recalificación, reparación o sustitución de cada uno de los componentes, realizándose este seguimiento dentro del programa de gestión del envejecimiento PGE-02 "Calificación ambiental de componentes eléctricos".

La evaluación considera aceptable el análisis y conclusiones del titular, si bien deberá incluir en la resolución del AEFT de Calificación Ambiental de equipo eléctrico y de instrumentación, como requisito necesario para extender la vida calificada de los cables más allá de los 40 años, el establecimiento de un programa de vigilancia de la condición de los mismos según el método y las técnicas aceptados recogidos en la RG-1.218 "Condition Monitoring Techniques for Electric Cables Used in Nuclear Power Plants".

Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 12 de las asociadas al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 1.218, “Condition-monitoring techniques for electric cables used in nuclear power plants”, rev. 0/2012

Esta RG describe los métodos que la NRC considera aceptables para la vigilancia del comportamiento de los cables utilizados en centrales nucleares. Las características de los cables que la RG indica que es necesario medir o evaluar son las propiedades eléctricas, mecánicas, físicas o químicas así como la condición y el aspecto físico.

Análisis y posición del titular

Las técnicas a que hace referencia el apartado B de la RG son las que básicamente se han adoptado en el programa actual de gestión del envejecimiento de cables (II-10-0199 Revisión 4) de CN Santa María de Garoña.

Se considera de interés el uso de las técnicas de vigilancia descritas en el apartado B de esta RG, con el alcance de:

- Cables con requisitos de Calificación Ambiental (listados en el anexo H del Estudio de Calificación Ambiental).
- Cables afectados por puntos calientes.

El titular concluye que las técnicas que describe esta RG se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de cables, dentro del programa actual de gestión del envejecimiento de CN Santa María de Garoña.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de cumplimiento de la RG realizado por el titular, encontrando que, si bien las técnicas que describe la RG 1-218 se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de cables dentro del programa actual de gestión del envejecimiento de CN Santa María de Garoña, existen otros casos en los que podría ser necesaria la vigilancia de la condición de determinados cables en aplicación de la Regla de Mantenimiento, cuando han ocurrido fallos en esos cables o cuando cables similares en la industria están experimentando fallos. El titular no extiende a estos casos su compromiso de usar esta RG, tan sólo indica que es de interés su aplicación.

La evaluación del CSN, en base a resultados de experiencia operativa y de programas de investigación internacionales recientes, teniendo en cuenta que la solicitud de autorización de explotación va más allá de los 40 años de la vida calificada de los cables y que las técnicas descritas en esta RG ya se tienen en cuenta en la vigilancia de la condición de los cables de CN Santa María de Garoña y, por tanto, la inclusión de esta RG en las Bases de Licencia de la central no supondría una carga adicional excesiva para el titular, concluye que considera conveniente requerir a la central la inclusión de esta RG en sus actuales Bases de Licencia.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular mediante correo electrónico. Esta norma se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

RG 4.21, "Minimization of contamination and radioactive waste generation: life-cycle planning", rev. 0/2008

La RG 4.21 describe los mecanismos a emplear durante todas las etapas de la vida de la instalación para cumplir los requerimientos establecidos en el 10CFR20.1406 "Minimization of contamination", en relación a la minimización de la contaminación en la instalación, de la contaminación en el medio ambiente y de la generación de residuos radiactivos durante toda la vida de la instalación, con el fin de facilitar el desmantelamiento cuando éste tenga lugar.

Los principios básicos definidos en la guía son: prevención de las emisiones o fugas no previstas; pronta detección, en caso de producirse, de las emisiones no previstas de contaminación radiactiva; evaluación rápida de la situación para poder dar el apoyo oportuno y una adecuada respuesta. La aplicación de estos principios requiere diseños adecuados, prácticas de ingeniería probadas, principios conservadores de protección contra la radiación y el análisis de las prácticas operacionales.

Análisis y posición del titular

En CN Santa María de Garoña se contemplan, para todo el ciclo de vida de la instalación, las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos, desde la etapa de diseño inicial, incluyendo los procedimientos operativos, la aplicación de criterios ALARA a las modificaciones de diseño durante la vida de la central y la gestión de los residuos de operación y del combustible gastado, hasta finalmente las actividades de descontaminación previas al desmantelamiento.

Recientemente se ha llevado a cabo el Plan de Vigilancia en el Emplazamiento, del cual se deriva un conocimiento en detalle de la situación radiológica el emplazamiento.

Los principios básicos definidos en esta RG son contemplados en la documentación oficial de explotación y los procedimientos desarrollados para la implementación de los citados documentos. Con respecto a "Facilitation of decommissioning", la gestión de los residuos de operación y del combustible gastado previa al desmantelamiento (tal y como indica en el RINR, "Artículo 28. Cese de la explotación"), está recogida el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.

El titular concluye que las recomendaciones de la RG ya están contempladas en los documentos y procedimientos que regulan la operación de la planta, por lo que no se identifica la necesidad de implantar medidas adicionales.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN realizó una revisión preliminar del análisis de cumplimiento presentado por el titular. Como resultado de esa revisión se determinó la necesidad de solicitar al titular información adicional sobre las medidas para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos e identificar la documentación o procedimientos de la central donde se incorporan esas medidas.

Ese resultado fue transmitido al titular mediante correo electrónico. En respuesta el titular, también mediante correo electrónico, remitió al CSN un documento en el que se describe cómo CN Santa María de Garoña cumple con los principios recogidos en la RG en relación a las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos así como para facilitar el desmantelamiento, indicando los documentos o procedimientos en los que se incorporan dichas medidas.

La evaluación del CSN ha analizado los procedimientos disponibles en la central para minimizar la contaminación de la instalación y del medio ambiente, las actuaciones de titular para obtener autorizaciones para la desclasificación de chatarras y de aceites y el contenido del Estudio de Seguridad y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado de la central en lo que se refiere a la minimización de la generación de residuos radiactivos.

La evaluación concluye que en CN Santa María de Garoña se contempla, para todo el ciclo de vida de la instalación, las medidas necesarias para minimizar la contaminación y la generación de residuos radiactivos, desde la etapa de diseño inicial, incluyendo los procedimientos operativos y la gestión de los residuos de operación, hasta las actividades de descontaminación previas al desmantelamiento. Se considera aceptable la posición del titular de no identificar la necesidad de implantar medidas adicionales.

GL 79-46, "Containment Purging and Venting During Normal Operation", 1979, BTP CSB 6-4, "Containment Purging During Normal Plant Operations", rev. 3/2007 y GL 83-02, "NUREG-0737 Technical Specifications", 1983

El titular deberá verificar la conformidad del diseño del sistema de purga de la contención con la GL 79-46, la BTP CSB 6-4 (en su totalidad) y la GL 83-02. Para esta última se consideran de especial interés los puntos 3 y 5.

Se analizan las tres normas de manera conjunta.

La NRC emitió la Carta Genérica GL 79-46, que recoge las directrices para la demostración de la operabilidad de las válvulas de purga y venteo de contención. La demostración de la operabilidad implica análisis del comportamiento de las válvulas en tres aspectos:

- Margen y capacidad del actuador y tiempo límite de cierre.
- Integridad estructural.
- Integridad del sellado.

La BTP CSB 6-4 complementa y aclara el contenido de la Sección 6.2.4 del Standard Review Plan (SRP), en donde se trata el aislamiento de la Contención, incluyendo los requisitos de diseño y pruebas para las barreras de aislamiento y actuadores. La BTP proporciona directrices adicionales sobre el diseño y uso de los sistemas de purga de la contención que podrían utilizarse durante la operación normal.

La Carta Genérica GL 83-02 desarrolla las directrices para la implementación de algunos de los puntos incluidos en el NUREG-0737, Clarification of TMI Action Plan Requirements. En concreto, el punto 5 Containment Purge Valves desarrolla el punto II.E.4.2.6 de dicho NUREG. Se indica que este punto se evaluará separadamente para cada central pero, de forma general, incluye los siguientes requisitos respecto a las válvulas de purga y venteo de la contención:

- Se bloquearán cerradas si no se puede demostrar su operabilidad durante un LOCA, y el enclavamiento se verificará cada 31 días.
- Sólo se operarán si se requiere por motivos de seguridad.
- Las válvulas con sellos elásticos estarán sujetas a pruebas de fugas y a cambios periódicos de las juntas. El periodo de tiempo anual permitido para operaciones de purga y venteo se establecerá específicamente para cada Central.

Análisis y posición del titular

El titular identifica las válvulas del sistema de control atmosférico de la contención primaria (ACS) y analiza los aspectos operativos de las mismas.

Esas válvulas se encuentran incluidas en el Programa de Revisión de Válvulas Neumáticas, iniciado como resultado de las conclusiones de un grupo de trabajo de UNESA para las centrales españolas, cuya actividad se desarrolló a partir de la iniciativa de la industria americana, recogida en el RIS-2000-03, por la que se resuelve el Generic Safety Issue 158, Performance of Safety Related Power Operated Valves Under Design Basis Conditions, mediante la implantación de un programa que verifique la capacidad funcional de las válvulas neumáticas.

El CSN emitió en agosto de 2007 la Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-07-32, en la que se consideraba aceptable el planteamiento y el programa de revisión de válvulas neumáticas (AOV) presentado por el titular, requiriendo su implantación en un plazo tal que las primeras pruebas de diagnóstico se realizasen a partir de las recargas del año 2010. La respuesta de Nuclenor a la Instrucción Técnica fue enviada en carta de referencia NN/CSN/259/2007, de fecha cinco de diciembre de 2007 (nº de registro de entrada en el CSN 41305). En ella se presentó la planificación prevista en CN Santa María de Garoña para la implantación del programa de revisión de válvulas neumáticas.

Se ha realizado el cálculo de margen de capacidad de los actuadores de Válvulas del ACS, concluyendo que existe un margen importante de capacidad de los actuadores, no siendo necesarias acciones de mejora.

El titular concluye que teniendo en cuenta el programa en curso de revisión de las válvulas neumáticas, no se requieren nuevas acciones en relación con la GL 79-46.

En relación con la BTP CSB 6-4 el titular indica que en el diseño de CN Santa María de Garoña en los sistemas que se utilizan para la purga de la contención en los modos de operación a potencia, arranque, espera en caliente y parada caliente (sistema de purga en línea) se encuentran incluidas las líneas de purga, venteo y aporte de nitrógeno a la contención primaria.

El titular analiza cada uno de los criterios de diseño establecidos en la BTP para los sistemas de purga en línea, encontrando que se cumplen adecuadamente en CN Santa María de Garoña.

En cuanto a los criterios de uso, en CN Santa María de Garoña la contención primaria se mantiene inertizada durante la operación a potencia, por lo que se mantiene aislada. Por ello no se utiliza el sistema de purga y venteo para controlar la temperatura y humedad de la contención o para mantener la limpieza de la atmósfera en contención. Las válvulas de aislamiento de la purga y venteo de la contención se prueban de acuerdo los requisitos de prueba funcional y prueba de fugas establecidos en las ETFM.

Los análisis de diseño realizados para CN Santa María de Garoña incluyen las justificaciones del diseño del sistema de purga de la contención requeridas por la BTP.

El titular concluye que no se requieren acciones adicionales como consecuencia del análisis de cumplimiento con la BTP CSB 6-4.

El titular analiza la GL 83-02 en dos bloques. En primer lugar analiza los apartados 3 y 5 y posteriormente el resto de la GL.

Como comentario preliminar el titular indica que las propuestas de cambio de ETFM's que se tratan en esta GL pueden no ser de aplicación actualmente, una vez que se establecieron en 10CFR50.36 los criterios de permanencia/exclusión en ETF's, aplicados en el paso a las ETF's Mejoradas de CN Santa María de Garoña.

Respecto al Punto 3, relativo a penetraciones dedicadas para control de Hidrógeno (II.E.4.1), el titular indica que no es de aplicación a CN Santa María de Garoña ya que en esta central la protección frente a la acumulación de hidrógeno en la contención primaria se lleva a cabo mediante el mantenimiento de atmósfera inertizada durante la operación normal.

En relación con el Punto 5 relativo a los requisitos incluidos en las ETFM para las válvulas de purga y venteo de la contención (II.E.4.2.6) el titular indica que, dentro del programa en curso de evaluación de válvulas neumáticas, se ha demostrado por análisis que existe un margen importante de capacidad de los actuadores de las válvulas de purga para hacer frente a las condiciones de presión diferencial y caudal que se producen en el cierre.

Por otra parte, al estar la contención primaria de CN Santa María de Garoña inertizada durante la operación a potencia, estas válvulas se mantienen cerradas.

Independientemente de lo anterior, el Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM requiere la comprobación, con frecuencia mensual de que las válvulas de purga de 18" están cerradas. Este Requisito de Vigilancia se realiza con el procedimiento de vigilancia PV-O-259, mediante el que se

comprueba una vez al mes que todas las válvulas de purga y venteo, de diámetro igual o superior a 8" (AOV-1601-1, -2, -6, -18, -19 -71, -72, -73 y -204) están cerradas.

Como resultado del análisis del resto de puntos de la GL el titular concluye que no se requieren acciones adicionales en la CN Santa María de Garoña.

En resumen, como resultado del análisis conjunto de la GL 79-46, BTP CSB 4-6 y GL 83-02 el titular concluye que no son necesarias acciones adicionales en relación con el diseño o la operación del ACS.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN realizó una revisión preliminar del análisis de cumplimiento de esas normas con la configuración existente en CN Santa María de Garoña para el sistema de control atmosférico de la contención primaria (ACS), encontrando que era necesario solicitar al titular la realización de las siguientes actuaciones:

- Justificar la validez de las pruebas de diagnóstico de válvulas del ACS para demostrar la operabilidad frente al LOCA, incluso en parada (GL 79-46).
- Presentar un plan de pruebas de las válvulas que no han sido probadas desde el inicio de la aplicación del programa de diagnóstico de válvulas en 2010, de forma que antes del arranque se haya probado el conjunto completo de válvulas del ACS (GL 79-46).
- Identificar los medios de control de la posición de todas las válvulas del ACS en los modos 1 a 3, y aportar información sobre los medios para el mantenimiento de los sellos y otros materiales constructivos susceptibles de degradación, indicando la frecuencia de reemplazo y las pruebas de fugas aplicables (GL 83-02 y NUREG-0737).
- En relación con la BTP CSB 6-4:
 - o Incluir en las revisiones periódicas de posición de válvulas de los Requisitos de Vigilancia de ETFM la verificación de que las válvulas de purga de más de 8" que no se vayan a abrir en operación normal a potencia (modos 1 a 3, con la integridad de la contención requerida), se requieran enclavadas cerradas.
 - o Aportar información sobre las previsiones de aislamiento de las líneas de 20" de la penetración X-205, explicando las características de redundancia y pruebas.
 - o Identificar qué requerimientos de tiempo de cierre aplican a las válvulas que forman parte del ACS y cuáles no están dentro del alcance del PV-0-259 de verificación de la posición de cierre.
 - o Informar sobre las previsiones de instalar rejillas en la aspiración de las líneas de inertización y desinertización, así como identificar otras posibles líneas que pudiesen encontrarse abiertas durante un accidente (por ejemplo venteos a chimenea), cuyo cierre posterior pudiera verse cuestionado por la incursión de residuos arrastrados por la onda de presión creada por el LOCA.
 - o Identificar las instrucciones, precauciones o cualquiera de los medios establecidos para confirmar que las líneas de purga y venteo acondicionadoras de la atmósfera de la

contención para la recarga no se abrirán cuando se requiera la integridad de la contención primaria.

- O Demostrar que la depresión creada en la contención durante el tiempo máximo de cierre de las válvulas de aislamiento de la purga no cuestiona el NPSH de aspiración de las bombas de los ECCS, incluso teniendo en cuenta un hipotético fallo del cierre de la línea de extracción.
- O Confirmar que el alcance de las pruebas de fugas contempladas en las ETF para cumplir con el Apéndice J del 10CFR50 incluye todas las válvulas del ACS, salvo criterio válido en contra, que también debería explicarse.

Esas conclusiones fueron transmitidas la titular mediante correo electrónico. El titular, mediante escrito de fecha 3 de noviembre de 2015 (nº registro entrada CSN 43963) presentó la respuesta a esas conclusiones, que había adelantado también mediante correo electrónico.

La evaluación del CSN ha analizado el análisis de cumplimiento del titular y las respuestas aportadas a los resultados de la evaluación preliminar, encontrando que:

- El programa de diagnóstico de válvulas neumáticas (AOV) sólo incluye aquellas válvulas denominadas de "categoría 1", lo que deja fuera del alcance de las pruebas de diagnóstico, aproximadamente la mitad de las válvulas del ACS.
- El programa de pruebas presentado por el titular confirma que antes del inicio del próximo período de explotación se completará la diagnosis de válvulas de categoría 1. Asimismo incluye previsiones para pruebas futuras de las válvulas identificadas como de categoría 2, aunque sin indicar una fecha para dicha verificación. Además, se incluyen en las verificaciones previstas para el futuro, aunque sin fecha, el resto de válvulas del sistema ACS.
- Sólo se verifica la posición de cierre de las válvulas que se encuentran dentro del alcance del procedimiento de vigilancia PV-0-259. Esto deja fuera de vigilancia la posición de las válvulas de 20" de las líneas de alivio de vacío de la piscina de supresión, AOV-1601-08 A y B.
- La redacción actual del Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM no requiere verificar la posición de estas válvulas de 20", debiéndose modificar para que aplique a válvulas de diámetro superior a 8".
- En relación con la BTP CSB 6-4 se identifican actuaciones a realizar por el titular que contribuirán a mejorar la verificación de la situación de las válvulas del ACS que permanecen cerradas en operación a potencia o a garantizar el cierre requerido en caso de LOCA de aquellas que pueden encontrarse abiertas.

La evaluación del CSN concluye lo siguiente:

1. Respecto a la GL 79-46, se considera que las verificaciones realizadas en el programa de diagnóstico de válvulas neumáticas (AOV), proporcionan un grado de fiabilidad adecuado para garantizar razonablemente la operabilidad requerida de las válvulas del sistema de acondicionamiento de la atmósfera de la contención (ACS) en las condiciones de accidente, no obstante, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:

- a) Realizar una prueba de diagnóstico de las válvulas del ACS que no han sido objeto de verificación desde el inicio del programa AOV en 2010.
 - b) Modificar el programa de AOV para incluir dentro de su alcance las válvulas AOV-1601-2; AOV-1601-73; AOV-1601-6 y AOV-1601-19.
2. Con respecto a la GL 83-02 y el NUREG-0737, se considera aceptable el plan de revisiones y pruebas del titular para cada una de las válvulas del ACS, no obstante, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:
- a) Modificar el procedimiento de vigilancia PV-0-259 para incluir dentro de su alcance la verificación de la posición de las válvulas AOV-1601-08 A y B.
 - b) Modificar el Requisito de Vigilancia 3.6.1.3.1 de las ETFM para indicar que la verificación mensual de la posición cerrada de cierre aplica a las válvulas de diámetro mayor de 8".
3. Con respecto a la BTP CSB 6-4, antes de la carga de combustible en el reactor, el titular deberá:
- a) Incluir en las ETFM requisitos de que las válvulas de purga de más de 8" de diámetro que no se vayan a abrir en operación normal a potencia (modos 1 a 3, con la integridad de la contención requerida) se encuentren enclavadas cerradas e incorporar en las revisiones periódicas de posición, que se realizan a través de los Requisitos de Vigilancia de ETF, la verificación de dicho enclavamiento.
 - b) Instalar rejillas en las líneas de aporte de nitrógeno de 2" que protejan contra el arrastre de residuos en caso de LOCA que puedan impedir el cierre adecuado de las válvulas que se encuentren abiertas en operación normal. Dichas rejillas deberán tener las mismas características constructivas que las propias líneas en las que irán instaladas.
 - c) Instalar rejillas protectoras en las líneas del venteo de la contención que puedan abrirse excepcionalmente durante la operación normal, conforme al procedimiento IOP-1600-007 Venteo normal de la contención primaria, para proteger contra el arrastre de residuos en caso de LOCA, garantizando el cierre y estanquidad de estas válvulas.

Las anteriores conclusiones han sido asumidas por Nuclenor como compromisos mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16), excepto aquellas que han sido requeridas por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

GL 80-02, "Quality assurance requirements regarding diésel generator fuel oil", 1980

El Apéndice B al 10 CFR 50 contiene los requisitos de Garantía de Calidad para el diseño, construcción y operación de estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad. Los elementos consumibles como el gas-oil, cuya calidad es necesaria para el funcionamiento de componentes relacionados con la seguridad, también están sujetos al Apéndice B. Esta GL indica que en caso de que no se incluya el combustible diésel dentro del Programa de Garantía de Calidad, se debe justificar la posición adoptada.

Análisis y posición del titular

La calidad del combustible de los generadores diésel de CN Santa María de Garoña se vigila por la ETFM 3.8.3. En esta especificación se establecen los Requisitos de Vigilancia que deben realizarse para asegurar que el gas-oil utilizado es de la calidad requerida. Estos requisitos están de acuerdo con el ANSI N195 Fuel Oil Systems For Standby Diésel Generators, endorsado por la RG 1.137 Fuel Oil Systems for Emergency Power Supplies.

El combustible a utilizar por los generadores diésel es analizado antes de depositarlo en el tanque y posteriormente, con la frecuencia requerida en los Requisitos de Vigilancia de las ETFM.

Las pruebas requeridas en las ETFM están de acuerdo con lo indicado en la RG 1.137, si bien las normas aplicadas en CN Santa María de Garoña en relación con la calidad del gas-oil son más recientes que las que se referencian en dicha RG. Las normas por las que se rigen las pruebas de calidad del gas-oil fueron actualizadas en las ETFM's de CN Santa María de Garoña en una revisión aprobada en 2004.

Los límites y las normas aplicables a las pruebas al gas-oil nuevo antes de su introducción en el tanque de almacenamiento son los establecidos en el Anexo II del Real Decreto 1700/2003, de 15 de diciembre, por el que se fijan las especificaciones de gasolinas, gasóleos, fuelóleos y gases licuados del petróleo, y el uso de biocarburantes, en cuanto a densidad, punto de ignición, viscosidad y color.

El titular concluye que no se requieren acciones adicionales como consecuencia de este análisis.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN revisó el análisis de cumplimiento realizado por el titular, encontrando que aunque se indica que el gas-oil de los generadores diésel (GD) está incluido en el programa de garantía de calidad y su calidad se controla mediante los requisitos de vigilancia de las ETFM, basados en la RG 1.137 y la norma ANSI N-195 endorsada por dicha RG, el titular debía aportar información sobre los siguientes aspectos relativos al cumplimiento de la GL 80-02:

- Justificar que el cumplimiento del Real Decreto 1700/2003 garantiza el de los apartados 2a y 2b de la RG.
- Aclarar cómo se cumplen los requisitos relativos a cualificación de suministradores y agentes de compra de gasoil establecidos en la normativa nuclear aplicable.

Esas conclusiones fueron transmitidas la titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico, respondió indicando que:

- El contenido actual de la ETFM de la central es fruto del proceso de evaluación realizado conjuntamente por el titular y el CSN a raíz de la publicación del RD 1700/2003, que culminó con la aprobación en marzo de 2004 de la sección 3.8.3 de la ETFM.
- El suministrador de gas-oil dispone de un sistema de calidad certificado contra la norma ISO 9000, el titular ha llevado a cabo la evaluación del suministrador mediante la revisión de

datos históricos y de su documentación de calidad y mediante pruebas o controles a muestras selectivas del producto.

La evaluación del CSN ha analizado las respuestas del titular encontrándolas aceptables.

La evaluación concluye que el análisis de cumplimiento de la GL realizado por el titular es aceptable.

ASME N511, “In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems”, 2007

La norma ASME N511 cubre los requisitos para las pruebas in-situ de equipos relacionados con la seguridad de los sistemas de tratamiento de aire, calefacción, ventilación y acondicionamiento de aire (HVAC). Aplica a las pruebas en servicio para los equipos de tratamiento de aire y HVAC diseñados, contruidos y probados de acuerdo con el código ASME AG-1. Asimismo, aporta información básica para el desarrollo de los programas de pruebas aunque no incluye criterios de aceptación, es responsabilidad del titular de la instalación el desarrollo de los planes de pruebas y el establecimiento de los criterios de aceptación.

Análisis y posición del titular

El documento MM-90-019 recoge las pruebas periódicas que se realizan a los sistemas de ventilación y tratamiento de aire de CN Santa María de Garoña relacionados con la seguridad. Este documento está basado, entre otros, en ASME N511. Contiene unas tablas por sistema en las que se listan las pruebas propuestas en ASME N511 y las realizadas en la central, indicando para cada prueba cuál es la frecuencia de prueba y el procedimiento de central con que se realiza (prueba de vigilancia de ETFM's o MRO, prueba de ISI o Trabajo Periódico de Mantenimiento).

Aunque no se cumple en su totalidad lo establecido en ASME N511, hay aspectos importantes en relación con la seguridad y la protección radiológica, como son las pruebas de los sistemas de filtrado que no cambian respecto a los tipos de prueba que se vienen realizando de acuerdo con otras normas.

El titular concluye que aunque no se cumple ASME N511 de forma estricta, no considera necesario realizar acciones para mejorar dicho cumplimiento puesto que tendrían un impacto importante en la planta y no aportarían una mejora sustancial de seguridad ni radiológica.

Resultados de la evaluación

La evaluación del CSN indica que la posición del titular de no plantearse el cumplimiento de esta norma debido a que las acciones a realizar para ello tendrían un impacto importante en la planta y no aportarían una mejora sustancial de seguridad ni radiológica, no puede ser evaluada ya que es genérica y no se aportan los detalles necesarios para ello.

Respecto de la afirmación del titular de que cumple ASME N511 para los sistemas de filtración, la evaluación indica que no es relevante ya que las pruebas para estos sistemas están también recogidas en la RG 1.52 “Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled

nuclear power plants” y en la RG 1.140 “Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”, y ambas normas están incluidas en la base de licencia de la central.

La evaluación concluye que:

- El titular debe realizar las actuaciones necesarias para el cumplimiento de la norma ASME N511 en CN Santa María de Garoña con objeto de garantizar que todos los sistemas de ventilación clasificados como relacionados con la seguridad y sus equipos asociados, están sometidos a una serie de pruebas periódicas que garantizan que siguen cumpliendo sus condiciones de diseño.
- En el plazo de seis meses, antes de la carga de combustible, el titular identificará y justificará las posibles excepciones al cumplimiento de ASME N511, proponiendo, en su caso, las medidas compensatorias que considere oportunas.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular mediante correo electrónico. El titular, también mediante correo electrónico respondió con el programa de pruebas periódicas de sistemas HVAC relacionados con la seguridad.

Como consecuencia de la evaluación del citado programa de pruebas periódicas se alcanzaron las siguientes conclusiones que se incorporarán como condiciones al informe preceptivo del CSN sobre la SRAE, para su cumplimiento antes de la carga de combustible:

- El titular implantará un programa de pruebas que cumpla con la norma ASME-N511-2007 para todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad.
- Se justificará detalladamente los componentes de los sistemas de ventilación que deben probarse y, en su caso, las desviaciones al cumplimiento de la norma ASME-N511-2007 y propuestas alternativas.
- Estas conclusiones han sido incorporadas en la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.

IEEE 765, “IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS)”, 2006

Esta norma describe los criterios de diseño del sistema preferente de suministro exterior (PPS) de corriente alterna a la central y de las interfases con el sistema eléctrico Clase 1E, subestaciones, la red de transporte y las fuentes alternativas de corriente alterna. Asimismo describe el sistema alternativo de suministro de corriente alterna (AAC), para el que se proporcionan guías respecto a sus características, este sistema AAC se presenta en la IEEE como un posible sistema adicional que tendría la función de suministro eléctrico a los sistemas de parada segura en caso de Station Black-Out (SBO).

Análisis y posición del titular

El diseño del sistema PPS de CN Santa María de Garoña se corresponde, en cuanto a su configuración, con el representado en la figura 3 de la IEEE-765, que es uno de los diseños considerados aceptables en la norma.

No se dispone de una fuente de suministro exterior conectable al PPS, que reúna las características de AAC descritas en la norma. No obstante, la regulación no exige la disponibilidad de un sistema AAC.

El titular realiza un análisis detallado de los apartados 4, 5 y 6 de la norma, concluyendo que en CN Santa María de Garoña se cumple aceptablemente la misma.

Como conclusión indica que el diseño del PPS de CN Santa María de Garoña se corresponde con uno de los considerados aceptables en la IEEE-765. La central no dispone de una fuente de suministro exterior conectable al PPS, que reúna las características de AAC descritas en la norma, no obstante, el diseño del BWR-3 reúne características que permiten hacer frente al SBO por otros medios.

Resultados de la evaluación

La evaluación considera que de acuerdo con el análisis presentado por el titular el grado de cumplimiento con la IEEE 765 es aceptable. Asimismo considera conveniente incorporar esta norma a las Bases de Licencia, para modificaciones futuras de la central relacionadas con del sistema de alimentación eléctrica exterior, a fin de que se mantenga esta situación.

La evaluación concluye que el titular deberá incluir esta norma IEEE 765-2006, en las Bases de Licencia de CN Santa María de Garoña para modificaciones futuras relacionadas con del sistema de alimentación eléctrica exterior.

La anterior conclusión ha sido asumida por Nuclenor como compromiso mediante la carta de ref. NN/CSN/160/2016 (nº registro 43805/16). Asimismo, se incorporará a las bases de licencia de acuerdo con lo requerido por la ITC nº 12 de las asociadas al condicionado del informe preceptivo del CSN sobre la SRAE.