

INDICE

Lista de siglas y acrónimos

1. IDENTIFICACIÓN

- 1.1. Solicitante
- 1.2. Asunto
- 1.3. Documentos aportados por el Solicitante
- 1.4. Documentos oficiales

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA SOLICITUD

- 2.1 Razones y antecedentes de la solicitud
- 2.2 Descripción de la solicitud

2.2.1. *Revisión Periódica de la Seguridad*

2.2.1.1 Identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia

2.2.1.2 Análisis de los Factores de Seguridad (FS)

- 2.2.1.2.1 Factor de seguridad 1: Diseño de la central
- 2.2.1.2.2 Factor de seguridad 2: Estado de las ESC importantes para la seguridad
- 2.2.1.2.3 Factor de seguridad 3: Calificación de los equipos
- 2.2.1.2.4 Factor de seguridad 4: Envejecimiento
- 2.2.1.2.5 Factor de seguridad 5: Análisis de seguridad deterministas
- 2.2.1.2.6 Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad
- 2.2.1.2.7 Factor de seguridad 7: Análisis de riesgos
- 2.2.1.2.8 Factor de seguridad 8: Experiencia operativa Interna
- 2.2.1.2.9 Factor de seguridad 9: Experiencia operativa externa
- 2.2.1.2.10 Factor de seguridad 10: Organización, sistema de gestión y cultura de la seguridad
- 2.2.1.2.11 Factor de seguridad 11: Procedimientos
- 2.2.1.2.12 Factor de seguridad 12: Factores humanos
- 2.2.1.2.13 Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias
- 2.2.1.2.14 Factor de seguridad 14: Impacto radiológico al medio ambiente
- 2.2.1.2.15 Factor de seguridad 15: Protección radiológica de los trabajadores y el público.

2.2.1.2.16 Factor de seguridad 16: Otros programas de mejora de la seguridad.

2.2.1.3 Evaluación global de resultados de la RPS

2.2.2. *Revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.*

2.2.3. *Análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.*

2.2.4. *Análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.*

2.2.5. *Documentación asociada a la Operación a Largo Plazo (OLP)*

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

2.2.5.2 Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo.

2.2.5.3 Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.

2.2.5.4 Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo.

2.2.5.5 Propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado correspondiente a la operación a largo plazo.

3. EVALUACIÓN

3.1 Referencia y título de los informes de evaluación

3.2 Normativa aplicable y documentación de referencia

3.3 Aspectos generales

3.4 Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

3.4.0 *Identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia*

3.4.0.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.0.1.1 Aspectos relativos a APS

3.4.0.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

3.4.0.1.3 Aspectos relativos a protección contra incendios

3.4.0.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.0.3 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

3.4.0.4 Área de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

3.4.0.5 Área de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (ARBM)

3.4.0.6 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

3.4.0.7 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

3.4.0.8 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.0.9 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.0.9.1 Factor de seguridad FS 2

3.4.0.9.2 Factor de seguridad FS 3

3.4.0.9.3 Factor de seguridad FS 4

3.4.0.10 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.0.11 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

3.4.0.12 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

3.4.0.13 Área de Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.0.14 Área de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF)

3.4.0.15 Área de Planificación de Emergencias (PLEM)

3.4.1 Factor de seguridad 1: Diseño de la central

3.4.1.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.1.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.1.3 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

3.4.1.4 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

3.4.1.5 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.1.6 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.1.7 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

3.4.1.8 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

3.4.1.9 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.2 Factor de seguridad 2. Estado de las ESC importantes para la seguridad

3.4.2.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.2.2 Área de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

3.4.2.3 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.2.3.1 Programa de inspección en servicio

3.4.2.3.2 Regla de Mantenimiento, fiabilidad de equipos y gestión de la obsolescencia

3.4.2.4 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.2.5 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

3.4.2.6 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.3 Factor de seguridad 3: Calificación de los equipos

3.4.3.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.3.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.4 Factor de seguridad 4: Envejecimiento

3.4.4.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.4.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.5 Factor de seguridad 5: Análisis de seguridad deterministas

3.4.5.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.5.2 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

3.4.5.3 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.6 Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad

3.4.7 Factor de seguridad 7: Análisis de riesgos

3.4.7.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.7.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI)

3.4.7.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

3.4.7.2 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

3.4.7.2.1 Riesgos asociados a sucesos meteorológicos e hidrológicos

3.4.7.2.2 Riesgos asociados a otros sucesos externos y combinación de sucesos

3.4.7.3 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

3.4.7.4 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

3.4.8 Factor de seguridad 8: Experiencia Operativa Interna

3.4.8.1 Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)

3.4.8.2 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.9 Factor de seguridad 9: Experiencia Operativa Externa

3.4.9.1 Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)

3.4.9.2 Área de Modelización y Simulación (MOSI)

3.4.10 Factor de seguridad 10: Organización, sistema de gestión y cultura de la seguridad

3.4.10.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.10.2 Área de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF)

3.4.11 Factor de seguridad 11: Procedimientos

3.4.11.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.11.2 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.12 Factor de seguridad 12: Factores humanos

3.4.13 Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias

3.4.14 Factor de seguridad 14: Impacto radiológico al medio ambiente

3.4.14.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.14.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

3.4.15 Factor de seguridad 15: Protección Radiológica de los trabajadores y el público.

3.4.15.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.15.2 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

3.4.15.3 Área de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (ARBM)

3.4.16 Factor de seguridad 16: Otros Programas de mejora de la seguridad.

3.5 Evaluación de la revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.

3.6 Evaluación del análisis del estado de envejecimiento de los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.

3.7 Evaluación del análisis de la experiencia acumulada de la explotación durante el periodo de vigencia de la Autorización de Explotación

3.8 Evaluación de la documentación asociada a la Operación a Largo Plazo (OLP)

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

3.8.2 Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo

3.8.3 Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.

3.8.4 Evaluación del Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo.

3.8.4.1 Área de evaluación del impacto radiológico (AEIR)

3.8.4.2 Área de vigilancia radiológica ambiental (AVRA)

3.8.5 Evaluación de la propuesta de revisión del Plan de gestión de residuos radiactivos, correspondiente a la operación a largo plazo.

3.8.5.1 Área de gestión de residuos radiactivos de alta actividad (ARAA)

3.8.5.2 Área de residuos radiactivos de baja y media actividad (ARBM)

3.9 Evaluación del cumplimiento de condiciones e ITC asociadas a la AE vigente

3.10 Hallazgos de evaluación

3.11 Deficiencias de evaluación

3.12 Discrepancias respecto de lo solicitado

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1 Aceptación de lo solicitado

4.2 Requerimientos del CSN

4.3 Compromisos del Titular

4.4 Recomendaciones del CSN

ANEXO I. Escrito al Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico sobre la nueva Autorización de Explotación y Límites y Condiciones

ANEXO II. Carta al titular de la central nuclear Cofrentes con las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a las condiciones de la nueva Autorización de Explotación

ANEXO III. Carta de la DSN al titular de la central nuclear Cofrentes

ANEXO IV. Carta al Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico sobre la autorización de la propuesta PC-01/20 Rev. 1 de Plan de Gestión de Residuos y del Combustible Gastado (PGRRyCG), asociado a la operación a largo plazo

LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS

ACR = análisis de causa raíz

ADRI = acciones de respuesta inicial

AE = autorización de explotación

AEFT = análisis de envejecimiento en función del tiempo

AIN = acta de inspección

ALARA = as low as reasonably achievable

ANS = American nuclear society

APS = análisis probabilista de seguridad

APSOM = APS en otros modos de operación

ARI = análisis de riesgo de incendio

ART = acta de reunión de trabajo

ASME = American society of mechanical engineers

ATI = almacén temporal individual

ATWS = transitorio previsto sin disparo del reactor

BD = Bases de Diseño

BL = Bases de Licencia

BTP = Branch technical position de la USNRC

BWR = reactor de agua en ebullición

BWROG = grupo de propietarios de centrales BWR

CAE = centro de apoyo en emergencias

CAGE = centro alternativo de gestión de emergencias

CAT = centro de apoyo técnico

CCM = centro de control de motores

CED = condiciones de extensión de diseño

CED-A = condiciones de extensión de diseño sin daño al núcleo

CED-B = condiciones de extensión del diseño con daño al núcleo

CFR = Code of federal regulations (de EEUU)

CGD = criterio general de diseño

CNC = central nuclear Cofrentes

CSN = Consejo de Seguridad Nuclear
CSNC = Comité de seguridad nuclear de la central
CSNE = Comité de seguridad nuclear del explotador
DB = documento base (de la RPS)
DGPEM = Dirección general de política energética y minas
DLD = dosímetro de lectura directa
DOE = documento oficial de explotación
EERG = efectos del envejecimiento que requieren gestión
EFPY = años efectivos a plena potencia
EIR = Estudio de impacto radiológico
ENRESA = Empresa nacional de gestión de residuos radiactivos
ENSREG = European nuclear safety regulators group
EO = experiencia operativa
EOE = experiencia operativa externa
EOI = experiencia operativa interna
EPRI = Electrical power research institute
ES = Estudio de seguridad
ESC = estructuras, sistema y componentes
ETFM = Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas
FDN = frecuencia de daño al núcleo
FS = factor de seguridad (de la RPS)
GALL = Generic aging lessons learned (USNRC)
GAP = guías de emergencia en parada
GDE = generadores diésel de emergencia
GEDE = guías de emergencia de daño extenso
GESPAC = Gestión del programa de acciones correctoras
GGAS = guías de gestión de accidente severo
GL = Carta genérica de la USNRC
GMDE = guías de mitigación de daño extenso
GS = guía de seguridad del CSN
HCLPF = high confidence of low probability of failure
HPES = human performance enhancement system

HVAC = calefacción, ventilación y aire acondicionado
I&C = instrumentación y control
IAEA = International Atomic Energy Agency
ICA = informa de calificación ambiental
ICRP = International commission of radiological protection
IEV = informe de evaluación
IFEIOI = informe final de experiencia operativa interna
IN = Nota informativa de la USNRC
INPO = Institute of nuclear power operations
IPEEE = individual plan examination of external events
IS = instrucción del Consejo
ISI = inspección en servicio
ISN = informe de suceso notificable
IT = Instrucción técnica
ITC = Instrucción técnica complementaria
LOCA = accidente con pérdida de refrigerante
LOOP = pérdida de energía eléctrica exterior
MCDE = Manual de cálculo de dosis el exterior
MGC = Manual de garantía de calidad
Minetad = Ministerio de energía, turismo y agenda digital
Minetur = Ministerio de energía y turismo
MISI = Manual de inspección en servicio
Miteco = Ministerio para la transición ecológica
Miterd = Ministerio para la transición ecológica y el reto demográfico
MPCI = Manual de protección contra incendios
MPCII = Manual de protección contra inundaciones internas
MPR = Manual de protección radiológica
MRO = Manual de requisitos de operación
NAC = normativa de aplicación condicionada
NEA = Agencia de la energía nuclear (de la Organización para la cooperación y el desarrollo económico, OCDE)
NEI = Nuclear energy institute

NET = nota de evaluación técnica
NPP = nuclear power plant
OBE = terremoto base de operación
OCP = orden de cambio de proyecto
OIEA = Organismo internacional de la energía atómica
OLP = operación a largo plazo
OM = orden ministerial
ORE = organización de respuesta en emergencia
PAR = recombinadores de hidrógeno autocatalíticos pasivos
PBI = Plan base de inspección
PCG = piscina de almacenamiento del combustible gastado
PCI = protección contra incendios
PDM = propuesta de mejora
PDRD = Plan Director de Reducción de Dosis
PDT = propuesta de dictamen técnico
PEI = Plan de emergencia interior
PENVA = Plan de emergencia nuclear de la provincia de Valencia
PGE = Programa de gestión del envejecimiento
PGRRYCG = Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado
PGRR-OLP = PGRR para OLP
PGV = Plan de gestión de vida
PIA = petición de información adicional
PIEGE = Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento
PIRP = Programa de identificación y resolución de problemas
PME = Panel multidisciplinar de expertos (de la RPS)
PMP = programa de mantenimiento preventivo
PNIEC = Plan nacional de energía y clima
POE = procedimientos de operación de emergencia
PPF = Plan de protección física
PR = protección radiológica
PROCER = Programa de control de efluentes radiactivos
PVRA = Programa de vigilancia radiológica ambiental

RAEX = renovación de la AE
RMBA = residuos radiactivos de baja y media actividad
RF = Reglamento de funcionamiento
RG = Guía reguladora de la USNRC
RGE = revisión de la gestión del envejecimiento
RHR = sistema de evacuación del calor residual
RINR = Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas
RIS = Resumen de temas reguladores de la USNRC
RM = Regla de mantenimiento
RPS = revisión periódica de la seguridad
RPSRI = Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes
RSN = Reglamento de seguridad nuclear
RV = requisito de vigilancia de las ETFM
SALTO = Safety aspects of long term operation (misión OIEA)
SAMG = Severe accident management guidelines
SBO = Station black-out
SCP = solicitud de cambio de proyecto
SER = Significant Event Report (INPO)
SISC = Sistema integrado de supervisión de centrales
SN = seguridad nuclear
SOER = Significant Operating Experience Report (INPO)
SSE = terremoto de parada segura
SVFC = sistema de venteo filtrado de la contención
SPDS = sistema de vigilancia de parámetros de seguridad
TFA = término fuente alternativo
TLD = dosímetro de termoluminiscencia
UHS = sumidero final de calor
USNRC = Nuclear Regulatory Commission de Estados Unidos
WANO = Asociación mundial de operadores nucleares
WENRA = Western European nuclear regulators association
ZRC = zona de residuos convencionales
ZRR = zona de residuos radiactivos

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

INFORME SOBRE LA SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR COFRENTES

MOTIVO DE LA REVISIÓN 1

Mediante la revisión 1 de la presente propuesta de dictamen técnico se corrigen erratas y se clarifica y mejora la redacción del texto inicial.

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

Iberdrola Generación Nuclear S.A.U., Central Nuclear Cofrentes (en adelante CNC).

1.2. Asunto

Solicitud de renovación de la Autorización de Explotación (AE) de la central nuclear Cofrentes por un plazo de 9.6 años (hasta 30 de noviembre de 2030), a contar una vez expire el plazo conferido en la anterior renovación, conforme al protocolo firmado con Enresa.

1.3. Documentos aportados por el Solicitante

Con fecha 31 de marzo de 2020, número de registro 42014, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (Miterd), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) petición de informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Cofrentes, presentada por el titular ante ese Ministerio el 27 de marzo de 2020.

Asimismo, con fecha 3 de abril de 2020, se recibió en el CSN, mediante la carta del titular de referencia *2099983300851*, número de registro 42120, copia de la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Cofrentes enviada al Miterd y de toda la documentación asociada a la solicitud.

En cumplimiento de lo requerido en el punto primero de la Orden ETU/609/2017, de 21 de junio, que modifica la Orden Ministerial ITC/1571/2011, de 10 de marzo, por la que se concede la autorización de explotación vigente, CNC ha remitido la documentación siguiente:

- Documentación a presentar con un mínimo de tres años de antelación a la expiración de la autorización de explotación vigente:

Remitida al CSN mediante escrito de la DGPEM de referencia CN-COF/AM/180319, con fecha de entrada en el CSN 19 de marzo de 2018, número de registro 41189. La documentación presentada es la siguiente:

- a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento Rev. 0 (PIEGE). (Documento de ref. B90-5C208)
- b) Propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad en el que se incluyen los estudios y análisis que justifican la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el periodo de operación a largo plazo (OLP). (Apéndice A del documento B90-5C208)
- c) Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo. (Apéndice D del documento B90-5C208)
- d) Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo. (Documento de ref. SPR 2018-002)
- e) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado de la central nuclear Cofrentes, revisión 9 en ese momento en vigor, que contempla las líneas de actuación para la operación a largo plazo.

- Documentación a presentar antes del 31 de marzo de 2020, para su remisión al CSN:

Esta documentación se adjunta (o se identifica si hubiera sido presentada con antelación) en la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CNC. La documentación presentada es la siguiente:

- I. *Últimas revisiones de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE), a que se refiere la condición tercera del anexo a la OM de renovación de la autorización de explotación.*

Las últimas revisiones de los DOE son las siguientes:

- a) Estudio de Seguridad (ES) revisión 54.
- b) Reglamento de Funcionamiento (RF) revisión 24.
- c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) revisión 43.
- d) Plan de Emergencia Interior (PEI) revisión 26.
- e) Manual de Garantía de Calidad (MGC) revisión 17.
- f) Manual de Protección Radiológica (MPR) revisión 22.
- g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRYCG) revisión 10.

Al disponer ya la DGPEM y el CSN de la documentación anterior no ha sido remitida con la solicitud, por haber sido enviada con antelación.

- II. *Revisión Periódica de la Seguridad de la central, cuyo contenido se atenga a lo establecido en la Guía de Seguridad 1.10 del Consejo de Seguridad Nuclear “Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares”.*

El documento presentado se denomina “Documento Final de la Revisión Periódica de Seguridad de C.N. Cofrentes”, informe RPS-COF-DF-0001, Rev. 0, de marzo de 2020.

- III. *Revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.*

Los documentos presentados son los siguientes:

- a) APS de sucesos internos nivel 1 a potencia, revisión 7, agosto de 2016.
- b) APS de sucesos internos nivel 2 a potencia, revisión 1, diciembre de 2017.
- c) APS de sucesos internos nivel 1 en otros modos de operación, revisión 3, junio de 2017.
- d) APS de sucesos internos nivel 2 en otros modos de operación, revisión 0, octubre de 2014.
- e) APS de incendios a potencia nivel 1, revisión 1, junio de 2019.
- f) APS de incendios a potencia nivel 2, revisión 0, septiembre de 2015.
- g) APS de incendios nivel 1 en otros modos de operación, revisión 0, septiembre de 2016.
- h) APS de inundaciones internas nivel 1 a potencia, revisión 8, febrero de 2020.
- i) APS de inundaciones internas nivel 2 a potencia, revisión 1, octubre de 2015.
- j) APS de piscinas de combustible gastado nivel 1, revisión 0, diciembre de 2015.
- k) Informes de APS del ciclo 21.
- l) APS análisis de otros sucesos externos, revisión 5, diciembre de 2019.
- m) APS / IPE Informe final de márgenes sísmicos, revisión 5, diciembre de 2016.

- IV. *Análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.*

Con la solicitud el titular no ha presentado un documento específico para este punto, al considerar que el análisis requerido se realiza en el factor de seguridad FS 4 "Envejecimiento" de la RPS y en el PIEGE.

Posteriormente, a requerimiento de la DSN (CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/15), el titular ha remitido al CSN mediante la carta de ref. *2099983301535*, nº de registro de entrada 43747, de fecha 30/06/2020, el documento K96G-5A742 Rev. 0 “Informe integral sobre el estado de componentes y estructuras de sistemas de seguridad de los sistemas de seguridad de C.N. Cofrentes”.

- V. *Análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar:*

Con la solicitud, el titular no ha presentado un documento específico para este punto, al considerar que el análisis requerido se realiza en el factor de seguridad FS 8 "Experiencia Operativa Interna" de la RPS.

VI. *Una actualización de los documentos (a) a (e) indicados en el párrafo anterior. Los documentos presentados son los siguientes:*

(NOTA: los documentos (a) a (e) indicados en el párrafo anterior se refieren a la documentación a presentar 3 años antes de la expiración de la autorización vigente)

- a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (B90-5C208), Rev. 1 de marzo de 2020.
- b) Propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad asociada al PIEGE, incluida como Apéndice A al documento del PIEGE (B90-5C208) Rev. 1.
- c) Propuesta de Modificaciones a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas, incluida como Apéndice D al documento del PIEGE (B90-5C208) Rev. 1.
- d) Revisión del Estudio de Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo (LISEI-02/20), Rev. 0 de marzo de 2020.
- e) Propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (DOE-07) de la CN Cofrentes para la operación a largo plazo (LISEI-01/20), Rev. 0 de marzo de 2020.

Adicionalmente, junto con la solicitud, el titular ha presentado la siguiente documentación, solicitada por el CSN en su escrito de apreciación favorable del Documento Base (DB) de la RPS Rev. 1, de referencia CSN/C/SG/COF/19/03 y fecha 17 de julio de 2019:

- "Bases de Licencia de la C.N. Cofrentes" Rev. 16, de ref. K96-8105.
- "Informe de análisis de coherencia entre el informe de Bases de Licencia y el Estudio Final de Seguridad" Ed. 1, de ref. 038-994-E-Z-00001.

En lo que concierne al punto VI.e) de documentación anteriormente citado, CNC remitió la revisión 10 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRyCG). Posteriormente, en cumplimiento con la carta del CSN de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10, en la cual se indicaba que el titular remitirá al CSN para su aprobación, en el plazo de 2 meses tras la solicitud de la renovación de la AE, una propuesta de cambio al PGRRyCG, el titular remitió al CSN, con fecha 25 de mayo de 2020, nº de registro de entrada 42906, la carta de CNC de ref. *2099983301226* por la que se solicita la apreciación favorable de la propuesta de cambio al PGRRyCG Rev. 10 PC-01/20 "Modificaciones relativas a la operación a largo plazo de acuerdo a lo solicitado por el CSN en la carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10", revisión 0. Con fecha 3 de diciembre de 2020, CNC remitió al CSN, nº de registro de entrada 47072, la revisión 1 de su solicitud, dando resolución a los comentarios recibidos de la evaluación del CSN a la revisión 0, a la que sustituye y anula.

Posteriormente, y en respuesta a lo indicado al respecto por la evaluación del CSN, el titular procedió a la tramitación de la citada propuesta de cambio al PGRRyCG vía autorización

ministerial, recibíéndose en el Consejo de Seguridad Nuclear, con fecha 19 de enero de 2021 y número de registro de entrada 40287, procedente de la DGPEM del Miterd, la petición de informe preceptivo sobre la aprobación de la misma. Esta solicitud sustituye y anula la solicitud de apreciación favorable presentada por CNC al CSN de la propuesta PC-01/20 Rev. 1 de cambio al PGRRYCG de CNC.

En lo que concierne al punto VI.d), el titular presentó, en respuesta a la carta del CSN de ref. CSN/PIA/CNCOF/COF/2003/11, una propuesta de actuación para la revisión del Estudio de Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo, presentado en revisión 0 como parte de la documentación preceptiva a presentar 3 años antes de la expiración de la AE vigente. Acorde a la citada carta, el titular debería implementar el plan de actuación en un plazo de 4 meses desde la presentación de la solicitud de renovación de la AE. Con fecha 24 de julio de 2020, y nº de registro de entrada 44287, CNC ha remitido al CSN la carta de ref. *2099983301755*, que adjunta la revisión 1 del documento SPR 2018-002 “Evaluación del Impacto Radiológico asociado a la Operación a Largo Plazo”.

Adicionalmente, con fecha 18 de diciembre de 2020, el titular ha remitido al CSN la carta de referencia *2099983303014*, que adjunta el informe RPS-COF-IN-0037 “Renovación de la autorización. Informe de compromisos” Rev. 2 (en adelante Informe de Compromisos), donde se recogen los compromisos adquiridos por el titular como consecuencia de la evaluación por parte del CSN de la documentación presentada para la renovación de la AE. Esta revisión 2 del Informe de Compromisos sustituye a la revisión 1 del documento, recibida en el CSN mediante la carta de ref. *2099983302701*, con fecha 19 de noviembre de 2020 y nº de registro 8966, la cual a su vez sustituía a la revisión 0, recibida mediante la carta de ref. *2099983302620*, con fecha 3 de noviembre de 2020 y nº de registro 46420.

Por otra parte, la renovación de la Autorización de Protección Física (APF) no tiene que adjuntarse a la solicitud de renovación de la AE, de acuerdo con lo establecido en el Real Decreto 1308/2011.

Con fecha 31 de julio de 2020 (nº registro 44482), procedente de la DGPEM del Miterd, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear petición de informe sobre la solicitud de renovación de la autorización de protección física de la central nuclear Cofrentes. Asimismo, con fecha 31 de julio de 2020 (nº registro 44463), procedente de la DGPEM del Miterd, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear petición de informe sobre la propuesta de cambio PC-02-20 Rev 0 “Modificaciones del Plan de Protección Física de la C.N. de Cofrentes, para incluir la Unidad de Respuesta de la Guardia Civil y otros cambios”. Con la solicitud se adjunta la citada PC-02-20 Rev. 0. El informe de dichas solicitudes se presenta en la Propuesta de Dictamen Técnico de referencia CSN/PDT/CNCOF/COF/2012/279.

1.4. Documentos oficiales

Los documentos modificados con la solicitud son los siguientes:

- Estudio de Seguridad (ES)
- Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM)

- Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRyCG)

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA SOLICITUD

2.1. Razones y antecedentes de la solicitud

La Instrucción del CSN IS 26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear en instalaciones nucleares, requiere realizar una RPS como máximo cada diez años con el objetivo de hacer una valoración global del comportamiento de la instalación mediante un análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica. Este requisito se encuentra también en el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre.

En mayo de 2017 el CSN emitió la revisión 2 de la Guía de Seguridad (GS) 1.10, la cual establece los objetivos, alcance, contenido, plazos de presentación y forma de documentar las RPS de las centrales nucleares en operación, en cumplimiento de la Instrucción del CSN IS 26. Esta revisión incorpora las recomendaciones y directrices proporcionadas por el documento “Atomic Energy Agency’s (IAEA) Safety Standards Series, Specific Safety Guide No. SSG-25, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (SSG-25)”, emitida por la OIEA en marzo de 2013.

La GS 1.10 Rev. 2 establece que, seis meses antes de la fecha de corte de la RPS, el titular debe remitir al CSN un plan para la elaboración de dicha RPS. Este plan, llamado Documento Base, requiere de apreciación favorable y define los aspectos más relevantes sobre la realización de la RPS.

El Pleno del Consejo, en su reunión de 17 de julio de 2019, apreció favorablemente el DB de la RPS Rev. 1 de la central nuclear CNC (escrito de referencia CSN/C/SG/COF/19/03).

La Autorización de Explotación vigente de la central nuclear Cofrentes, concedida mediante Orden ITC/1571/2011 del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de fecha 10 de marzo de 2011, con fecha de entrada en vigor 20 de marzo de 2011, con una validez de 10 años, en su apartado Dos indica que: con un mínimo de tres años de antelación a su expiración el titular podrá solicitar una nueva autorización de acuerdo con lo establecido en la legislación vigente. Dicha solicitud irá acompañada de la documentación que se recoge a continuación: (a) las últimas revisiones de los documentos a que se refiere la condición 3 del Anexo; (b) una Revisión Periódica de la Seguridad de la central, cuyo contenido se atenga a lo establecido en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN “Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares”, revisión 1; (c) una revisión del estudio probabilista de seguridad; (d) un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central, y (e) un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el período de vigencia de esta Autorización.

Con fecha 21 de junio de 2017 se publicó la Orden ETU/609/2017 del Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital que modifica el apartado dos de la Orden ITC/1571/2011, incorporando la nueva sistemática para la realización de las RPS, según la GS 1.10 vigente

(revisión 2). Asimismo, se han incorporado a la OM modificada los documentos requeridos para las solicitudes de autorizaciones de explotación que suponen la operación a largo plazo (OLP) de la central.

La nueva Orden Ministerial establece que el titular:

“Podrá solicitar una nueva autorización de explotación de la central en el plazo máximo de dos meses a contar desde la fecha de aprobación del Plan Integral de Energía y Clima. Ello no obstante, en el supuesto de que el referido Plan no hubiera sido aprobado dos meses antes de la fecha en que el titular ha de presentar la Revisión Periódica de Seguridad de la central, que más adelante se establece, podrá deducirse la solicitud de nueva autorización con ocasión de tal presentación.

Sin perjuicio de lo anterior, con un mínimo de tres años de antelación a la expiración de la presente autorización de explotación, el titular presentará al Ministerio, para su remisión al Consejo de Seguridad Nuclear, al objeto de que este organismo proceda a su evaluación para prever la eventual continuidad de la actividad de esta central, en el caso de que fuese solicitada una nueva autorización, los documentos siguientes:

- (a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento.*
- (b) Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo.*
- (c) Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.*
- (d) Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo.*
- (e) Propuesta de revisión del Plan de gestión de residuos radiactivos, correspondiente a la operación a largo plazo.*

Adicionalmente, antes del 31 de marzo de 2020, el titular presentará al Ministerio, para su remisión al CSN, la documentación complementaria:

- (i) Las últimas revisiones de los documentos a que se refiere la condición 3 de la AE.*
- (ii) Una Revisión Periódica de la Seguridad de la central, cuyo contenido se atenga a lo establecido en la Guía de Seguridad 1.10 del Consejo de Seguridad Nuclear «Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares».*
- (iii) Una revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.*
- (iv) Un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.*
- (v) Un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.*
- (vi) Una actualización de los documentos (a) a (e) indicados en el párrafo anterior.*

De acuerdo con lo anterior, el titular de la central nuclear Cofrentes ha solicitado la renovación de la autorización de explotación, por un periodo de 9,6 años, a contar una vez expire el plazo conferido en la anterior renovación, con fecha límite de vigencia 30 de noviembre de 2030.

La solicitud de renovación de la autorización de explotación se realiza de acuerdo con el Protocolo entre ENRESA y los propietarios de las centrales nucleares españolas, en base al horizonte temporal 2025-2035, de cierre ordenado previsto en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC) firmado el 12 de marzo de 2019. Este Protocolo atiende al citado horizonte temporal 2025-2035 de cierre ordenado previsto en el PNIEC remitido por el Gobierno de España a la Unión Europea el 22 de febrero de 2019, y permitirá a ENRESA tomarlo en consideración para la elaboración del primer borrador del séptimo Plan General de Residuos Radiactivos.

El titular ha presentado, en apoyo de la solicitud, la documentación establecida en el apartado Dos de la Autorización de Explotación vigente (modificada por Orden ETU/609/2017) cuyo contenido, en lo referente a la RPS, se ajusta a lo indicado en la Guía de Seguridad del CSN 1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", revisión 2 de mayo de 2017.

2.2. Descripción de la solicitud

A continuación se resume el contenido de los documentos presentados con la solicitud.

2.2.1. Revisión Periódica de la Seguridad

La Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) en las instalaciones nucleares españolas tiene por objeto la revisión integrada de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica.

La IS 26 del Consejo, de 16 de junio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear en instalaciones nucleares, establece el requisito de realización de una RPS. La GS 1.10 Rev. 2 establece los objetivos, el alcance, el contenido, los plazos de presentación y la forma de documentar las RPS de las centrales nucleares en operación, en cumplimiento de la IS 26. Además, incluye aspectos específicos como el envejecimiento y obsolescencia de los equipos, la posible operación a largo plazo de las instalaciones más allá de la vida inicialmente prevista y las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima.

Según establece la GS 1.10 Rev. 2, los objetivos de la RPS son los siguientes:

- *Comprobar la idoneidad y efectividad de los programas y de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) de la central para mantener la operación segura hasta la siguiente RPS o el final de la operación comercial (si se produce el cese de la operación antes de la próxima RPS).*
- *Verificar el grado de cumplimiento de la normativa nacional e internacional aplicable más reciente y las buenas prácticas en temas de seguridad en las instalaciones nucleares al menos una vez cada 10 años.*

- *Identificar las acciones necesarias para resolver cualquier desviación respecto al cumplimiento de la base de licencia que se encuentre como resultado de la revisión.*
- *Elaborar un plan de acción a partir de los resultados (debilidades/fortalezas), para mantener o aumentar la seguridad de la central, asegurando que ésta permanece en un nivel elevado hasta la siguiente RPS o el final de la operación comercial (si se produce el cese de la operación antes de la próxima RPS).*
- *Identificar las mejoras necesarias en la documentación oficial de explotación, incluidas las bases de licencia, hasta la siguiente RPS o el final de la operación comercial (si se produce el cese de la operación antes de la próxima RPS).*

Las fases para el desarrollo de la RPS han sido las siguientes:

1. Elaboración de un Documento Base o plan para la realización de la RPS, incluyendo la identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia.
2. Realización de la revisión de los factores de seguridad e identificación de resultados.
3. Valoración y priorización global de los resultados desde el punto de vista del impacto en la seguridad de la central y establecimiento de un plan de implantación de las acciones para mejorar el nivel de seguridad, para el nuevo periodo de operación.

Con fecha 21 de diciembre de 2018, nº de registro de entrada 45451, se recibió en el CSN la carta de referencia *1899983303479*, mediante la que CNC solicita la apreciación favorable del "Documento Base de la Revisión Periódica de Seguridad del periodo 2010-2020" (RPS-COF-DB-0001) Rev. 0 de la central nuclear Cofrentes, en el que se recoge el plan para la elaboración de la RPS de acuerdo con la GS 1.10 Rev. 2. Como consecuencia del proceso de evaluación, con fecha 30 de abril de 2019, número de registro de entrada 42209, se ha recibido en el CSN la carta de referencia *1999983301248*, mediante la que se solicita la apreciación favorable del Documento Base de la RPS en su revisión 1, de fecha 30/04/19, que sustituye y anula la anterior.

El Pleno del Consejo, en su reunión de fecha 17 de julio de 2019, acordó apreciarla favorablemente (carta de ref. CSN/C/SG/COF/19/03).

Con fecha 5 de marzo de 2019 se remitió al titular de la central nuclear Cofrentes, número de registro de salida 2894, un escrito de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (carta de ref. CSN/C/DSN/COF/19/05) en el que se transmite que el concepto debilidad/posibilidad de mejora es equivalente y que, en el ámbito de la RPS, se considera debilidad o posibilidad de mejora (PDM):

- Las diferencias entre las prácticas existentes en la central con respecto a la normativa más actualizada o las mejores prácticas actuales de la industria, que supongan que las primeras no puedan considerarse equivalentes a las segundas, o
- Las desviaciones entre las prácticas existentes en la central con respecto a la documentación operativa o procedimientos existentes de la planta.

El acrónimo utilizado para designar la debilidad o posibilidad de mejora es PDM, con el objeto de mantener la trazabilidad con el documento de la RPS del titular.

El Documento Final de la RPS (de ref. RPS-COF-DF-0001) de CNC, presentado con la solicitud, ha sido llevado a cabo de acuerdo con el DB de la RPS Rev. 1, y está estructurado en los capítulos siguientes:

- Capítulo 1: recoge el Resumen Ejecutivo de la RPS
- Capítulo 2: describe el Objeto de la RPS
- Capítulo 3: indica la Estructura del informe
- Capítulo 4: recoge los resultados de la Revisión de cada uno de los Factores de Seguridad (FS) de la guía GS 1.10.
- Capítulo 5: define la Metodología de la Evaluación Global de la RPS
- Capítulo 6: recoge los Resultados de la RPS
- Capítulo 7: establece el Plan de Implantación de Acciones
- Capítulo 8: recopila las Conclusiones de la RPS
- Capítulo 9: refleja las Referencias utilizadas

Adicionalmente, incluye los siguientes Anexos:

- Anexo 1 – Tablas. Incluye las tablas elaboradas correspondientes a:
 - A-1 Fortalezas consolidadas
 - A-2 Fortalezas cribadas por el PME
 - A-3 Acciones Propuestas derivadas de Fortalezas
 - A-4 Posibilidades de Mejora consolidadas
 - A-5 Posibilidades de Mejora cribadas por el PME
 - A-6 Acciones Propuestas consolidadas
 - A-7 Acciones Propuestas Anuladas
 - A-8 PDM de Importancia para la Seguridad Media
 - A-9 PDM de Importancia para la Seguridad Baja
 - A-10 PDM de Importancia para la Seguridad Muy Baja
 - A-11 Acciones Propuestas Prioridad 2
 - A-12 Acciones Propuestas Prioridad 3
 - A-13 Acciones Propuestas Prioridad 4
 - A-14 No Conformidades abiertas derivadas del análisis de los FS
- Anexo 2: recoge los informes de evaluación de los Factores de Seguridad.
- Anexo 3: recoge las fichas de normativa.

- Anexo 4: recoge las fichas de fortalezas.
- Anexo 5: recoge las fichas de PDM.
- Anexo 6: recoge las fichas de acciones propuestas.

En los apartados siguientes se describen resumidamente:

- ✓ Los criterios utilizados para identificar las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia en la RPS.
- ✓ El análisis realizado para cada FS, que comprende: el análisis de la normativa y buenas prácticas aplicables al FS, el resumen del análisis realizado, las conclusiones del análisis y las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas.
- ✓ La valoración y priorización global de los resultados.

2.2.1.1. Identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia en la RPS

Una parte fundamental de la RPS, basada en la GS 1.10 Rev. 2 del CSN, es la evaluación del grado de cumplimiento con requisitos, normas, códigos y prácticas actuales, que apliquen. Para ello, el titular elaborará e incluirá en el documento base de la RPS una lista de normas, códigos y prácticas a considerar en la RPS, describiéndose en este apartado los criterios utilizados por el titular para la identificación de las mismas.

A cada referencia normativa seleccionada se le asigna uno o varios factores de seguridad. El resultado del análisis se tendrá en consideración en los factores de seguridad asignados.

En el DB de la RPS Rev. 1 se especifican las normas consideradas y se recoge la metodología y el alcance del análisis de la normativa incluida.

En cada uno de los informes de revisión de los factores de seguridad, para cada referencia normativa, se indica (si la norma es aplicable) la referencia al informe de detalle en el que se documenta la revisión, el resumen de cumplimiento, las conclusiones, debilidades (PDM) y fortalezas identificadas, y las acciones propuestas derivadas del análisis.

Con carácter general, y partiendo del hecho de que la actual autorización de explotación se concedió de acuerdo a la evaluación por parte del CSN de la anterior RPS y Normativa de Aplicación Condicionada (NAC), el alcance de selección de referencias normativas a analizar en la nueva RPS se ha focalizado sobre aquellas referencias que hayan sido publicadas en el nuevo periodo, esto es, desde el 01/01/2010 hasta el 30/06/2019. Adicionalmente, con independencia de su fecha de emisión, se han considerado también:

- Normas y códigos que, habiéndose emitido fuera del periodo de análisis de esta RPS, se incorporaron a las Bases de Licencia (BL) de la central dentro del periodo de análisis de la RPS, o sus acciones de cumplimiento se cerraron dentro de ese periodo. En este grupo se encuentran las guías reguladoras (RG) de la Nuclear Regulatory Commission americana

(USNRC) incorporadas a las BL como consecuencia de las instrucciones técnicas complementarias (ITC) asociadas a la Autorización de Explotación y sobre la NAC.

- Normas recogidas en la Normativa de Aplicación Condicionada de otras centrales nucleares españolas.
- Guías de la OIEA referenciadas por la SSG-25 para los diferentes factores de seguridad.
- Normativa requerida por el CSN en la apreciación favorable del Documento Base de la RPS.

La determinación del alcance de revisión de normativa se divide en dos grandes grupos: aquellas que son bases de licencia de la central y aquellas que no lo son y tienen, por tanto, la consideración de buenas prácticas de la industria.

El documento “Bases de Licencia de C.N. Cofrentes” (de ref. K96-8105) recoge los requisitos de obligado cumplimiento, compromisos con el regulador y exenciones sobre los cuales se basa la AE de la central nuclear Cofrentes. Este documento es el que se ha utilizado como base para identificar aquellas normas que incluyen requisitos de licencia.

Se entiende por buenas prácticas, en el contexto de la RPS, toda aquella política, norma, procedimiento o guía, cuya contribución a la seguridad global de la instalación es significativa en términos objetivos y cuantificables y que ha sido implementada en un número significativo de centrales de características similares con éxito contrastado, teniendo en cuenta tanto las ventajas como los inconvenientes. En general, conllevan mejoras por encima del cumplimiento de los requisitos o expectativas aplicables. También son buenas prácticas las referidas a la organización, disposiciones, programas o al funcionamiento excepcional, siempre que sean superiores a las generalmente observadas en el sector nuclear.

El listado de normativa considerada se recoge en el Anexo 1 del DB de la RPS Rev. 1. Las tablas A-1, A-2, A-3 y A-4 del citado anexo corresponden a normativa incluida en las BL de la central; el resto de tablas, A-5 a A-10 recogen referencias normativas que no están incluidas en las BL.

Los criterios establecidos para determinar la normativa a considerar dentro del alcance han sido los siguientes:

- Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica que han sido trasladadas a las BL de la central durante el periodo de análisis de la RPS.
- Requisitos formulados por el organismo regulador del país de origen del proyecto (USNRC), durante el periodo de análisis de la RPS, a través de los siguientes documentos:
 - Modificaciones al 10 CFR 50 y 100 requeridas por el CSN.
 - Cartas Genéricas (GL) de la NRC o revisión de las existentes.
 - Boletines de la NRC o revisión de los existentes.
- Otros documentos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto (USNRC) durante el periodo de análisis de la RPS:
 - Guías Regulatoras (RG) emitidas por la NRC.

- Resúmenes de cuestiones reguladoras (RIS) que endosen posiciones de la industria, o bien, constituyan posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC
- Las Guías de Seguridad (GS) del CSN emitidas durante el periodo de análisis de la RPS.
- Otra normativa requerida por Instrucción Técnica (IT) o Instrucción Técnica Complementaria (ITC) del CSN, que ha sido trasladada a las BL de la central durante el periodo de análisis de la RPS.
- Guías de la OIEA referenciadas por la SSG-25 para los diferentes factores de seguridad.
- Otras referencias normativas recogidas, en la Tabla A-10 del Anexo 1.
- Otras referencias normativas requeridas por el CSN. Normas requeridas por el CSN en la apreciación favorable del DB de la RPS Rev. 1 (CSN/C/SG/COF/19/03).

No se incluyen en la RPS el análisis de aquellas normas dentro de alguno de los criterios de exclusión siguientes:

- Relacionada con el desmantelamiento.
- Relacionada con la protección física.
- No aplicables a centrales de tecnología BWR o al diseño específico de la central nuclear Cofrentes.
- Derogada.
- Reemplazada por revisión posterior (se analizará la revisión posterior).
- No relacionada con la seguridad nuclear o protección radiológica en centrales nucleares.
- Incluye solamente aspectos administrativos, correcciones o cambios formales no relacionados con la seguridad en centrales españolas.
- Analizada/evaluada en la NAC o RPS anterior de la central nuclear Cofrentes.
- Evaluada como N/A en los informes de normativa.
- Referencias de la OIEA que no representan estándares de la misma.
- Sobre pruebas preoperacionales o de puesta en marcha.

El análisis de las normas seleccionadas ha sido realizado cumplimentando su correspondiente ficha normativa. En el Anexo 3. FICHAS DE NORMATIVA del Documento Final de la RPS de CN Cofrentes (RPS-COF-DF-0001) se recopilan todas las fichas de análisis de referencias normativas y buenas prácticas, agrupadas en las siguientes tipologías:

- Legislación española (34 referencias)
- Requisitos normativos del país origen del proyecto (28 referencias)
- Guías reguladoras de la NRC incorporadas a las BL en el periodo de la RPS (63 referencias)
- Normativa endosada por IT e ITC (6 referencias)
- Guías reguladoras de la NRC que no constituyen base de licencia (41 referencias)
- Regulatory issue summaries de la NRC (39 referencias)
- Guías de Seguridad del CSN (7 referencias)

- Guías del OIEA (18 referencias)
- Normativa de la NAC de otras centrales nucleares (1 referencia)
- Otras referencias (1 referencia)

Cada ficha contiene la referencia al informe de análisis de detalle en el que se documenta la revisión en el caso que aplique, el resumen del análisis de cumplimiento, las conclusiones, debilidades (PDM) y fortalezas generadas, y las acciones propuestas derivadas del análisis. Los análisis se han realizado de acuerdo al tipo de revisión que se indica en el Documento Base.

2.2.1.2. Análisis de los Factores de seguridad (FS)

La RPS se ha estructurado en los 15 factores de seguridad que se describen a continuación, siendo el periodo de análisis desde el 1 de enero de 2010 al 30 de junio de 2019. Los informes de evaluación de cada FS se recopilan en el Anexo 2 del Documento Final de la RPS de CN Cofrentes.

2.2.1.2.1. Factor de seguridad 1: Diseño de la central

El objetivo del FS 1 es determinar la idoneidad del diseño (incluyendo las características del emplazamiento) de la central nuclear y de su documentación mediante la evaluación frente a las bases de licencia y a normas, requisitos y prácticas nacionales e internacionales actuales.

La revisión del FS 1 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0001 “RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 1: DISEÑO DE LA CENTRAL”. En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CNC ha realizado, dentro de este factor de seguridad, el análisis de los procesos de control y actualización para los seis subfactores en los que se ha dividido este FS:

- Registro de ESC importantes para la seguridad
- Bases de diseño
- Bases de licencia
- Revisión de los DOE
- Modificaciones de diseño
- Gestión del combustible gastado

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 1:

Como resultado de los análisis realizados y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que el diseño de la central nuclear Cofrentes es seguro, robusto y acorde a las Bases de Licencia y las Bases de Diseño.

Las ESC importantes para la seguridad de la planta han sido identificadas durante el primer periodo de la presente RPS mediante la Lista de Equipos Sujetos a Garantía de Calidad (Q-List)

la cual ha sido revisada mediante las guías y procesos específicos existentes para este fin. El control de las ESC ha sido modificado durante el periodo de la presente RPS, pasando de un control basado en un listado en papel y una base de datos local a una base de datos de acceso generalizado e integrada en el módulo de gestión SAP de CNC.

El proceso de revisión y actualización de la Recopilación de Bases de Diseño y el proceso de propuesta de cambios por modificaciones de diseño (OCP y SCP) utilizados en el periodo de análisis, pueden considerarse como robustos y fiables, lo cual garantiza que la información contenida en las Bases de Diseño mantiene el equilibrio necesario entre la configuración física de la planta, los requisitos de diseño y la información del proyecto.

El proceso de análisis de nueva normativa relacionada con la seguridad nuclear y la protección radiológica, así como el de gestión de las bases de licencia, se realizan de manera adecuada, constatándose que las modificaciones implantadas o en fase de implantación están contribuyendo a la mejora de ambos procesos.

El proceso de actualización de los DOE está correctamente implantado y muy consolidado en CNC, y que se ha aplicado de forma rigurosa durante el periodo de tiempo de análisis.

CNC dispone de una metodología y unos procesos robustos para la gestión de las modificaciones de diseño, permanentes y temporales, que cubre todos los aspectos asociados a la modificación desde el momento de su solicitud hasta el de su integración en la documentación del proyecto.

Desde el punto de vista físico, el diseño de la central se ha hecho más robusto a lo largo del período de la RPS como consecuencia de la implantación de un gran número de modificaciones de diseño que han supuesto un claro beneficio para la seguridad en su conjunto. Entre éstas cabe destacar las modificaciones implantadas como consecuencia del accidente de la central de Fukushima, que han supuesto una mejora en la respuesta de CNC frente a situaciones que van más allá de las bases de diseño, así como otras relacionadas con la mejora de las capacidades de la central que, en algunos casos, como en el caso de la instalación de un subsistema sísmico de PCI de gran capacidad, han ido más allá de las estrictamente requeridas por la normativa.

CNC dispone de una adecuada estrategia de almacenamiento de combustible gastado de forma que éste se almacena de forma segura teniendo en cuenta la operación a largo plazo de la central.

Como resultado de la revisión de este FS se han identificado un total de 11 fortalezas y 7 debilidades (PDM).

2.2.1.2.2. Factor de seguridad 2: Estado de las ESC importantes para la seguridad

El objetivo de la revisión de este factor de seguridad es determinar el estado real de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) importantes para la seguridad y valorar si son capaces y adecuados para cumplir los requisitos de diseño al menos hasta la próxima RPS.

Además, se verifica que el estado de esos ESC está adecuadamente documentado y se revisarán los programas de mantenimiento, de requisitos de vigilancia e inspección en servicio vigentes.

La revisión del FS 2 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0002 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 2: ESTADO DE LOS ESC IMPORTANTES PARA LA SEGURIDAD". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CNC ha realizado, dentro de este factor de seguridad, el análisis de los siguientes aspectos:

- Mantenimiento preventivo, inspecciones y regla de mantenimiento; para asegurar que existe una adecuada vigilancia de los fallos e indisponibilidades de las ESC importantes para la seguridad con objeto de garantizar la eficacia del mantenimiento de los equipos.
- Inspección en servicio; para asegurar que existe un adecuado plan de inspección y pruebas en servicio que permite verificar la integridad estructural y la capacidad funcional de las ESC importantes para la seguridad. Para ello, se realiza una evaluación del estado real de las ESC importantes para la seguridad y si son capaces y adecuados para cumplir los requisitos de diseño hasta la próxima RPS.
- ETFM/MRO y condiciones anómalas; para asegurar que existe un adecuado plan de vigilancia que garantiza que las ESC operan dentro de sus límites y condiciones según los requisitos establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas.
- Fiabilidad de equipos; para asegurar que existe una adecuada vigilancia del estado de las ESC importantes para la seguridad con el propósito de alcanzar una operación libre de fallos.
- Gestión de repuestos, obsolescencia y dedicaciones; para asegurar que existe una adecuada gestión de repuestos y obsolescencia relativo a las ESC importantes para la seguridad de forma que se garantiza el cumplimiento de éstas con sus funciones de seguridad a lo largo de la vida de la central y si aplica, en una operación a largo plazo.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 2:

Como resultado de los análisis realizados sobre el FS 2, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, la conclusión general obtenida por el titular es que los procesos que verifican la integridad estructural y capacidad funcional de las ESC importantes para la seguridad son adecuados.

En el análisis realizado se han identificado un total de 17 fortalezas y 10 debilidades (PDM).

2.2.1.2.3. Factor de seguridad 3: Calificación de los equipos

El objetivo de la revisión de este factor de seguridad es determinar si los equipos importantes para la seguridad han sido adecuadamente calificados para cumplir su función de seguridad y si la calificación está siendo preservada mediante un adecuado programa de mantenimiento, inspección y pruebas, que proporcione confianza en que la capacidad para realizar sus

funciones de seguridad está asegurada, al menos hasta la siguiente RPS o el final de la operación comercial (si se produce el cese de la operación antes de la próxima RPS).

La revisión del FS 3 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0003 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 3: CALIFICACION DE LOS EQUIPOS". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CNC ha realizado, dentro de este factor de seguridad, el análisis de los siguientes subfactores:

- Calificación sísmica; para asegurar que las ESC importantes para la seguridad han sido correctamente calificadas sísmicamente y se mantiene dicha calificación adecuadamente de manera que se garantice que son capaces de cumplir su función de seguridad en las condiciones supuestas en las bases de diseño.
- Calificación ambiental; para asegurar que los ESC importantes para la seguridad han sido correctamente calificados ambientalmente y se mantiene dicha calificación adecuadamente de manera que se garantice que son capaces de cumplir su función de seguridad en las condiciones supuestas en las bases de diseño.

En ambos subfactores se ha analizado que la calificación sísmica y ambiental de las ESC es adecuada desde el punto de vista de la seguridad, que las ESC en su estado actual cumplen los requisitos de calificación exigidos por la normativa de aplicación y que los programas actuales de mantenimiento y vigilancia de la calificación de las ESC son los adecuados, para garantizar su función durante la vida de la planta.

Específicamente, se han revisado los procesos, programas y procedimientos relacionados con los siguientes aspectos:

- Cumplimiento de los requisitos de calificación del ESC.
- Mantenimiento de registros adecuados de calificación.
- Procedimientos para garantizar que en las modificaciones de diseño no se compromete la calificación de los ESC.
- Programas de vigilancia y procedimientos de actuación utilizados para asegurar que el envejecimiento está adecuadamente gestionado y no modifica la vida calificada de los ESC.
- Revisión de los sistemas de vigilancia de las condiciones ambientales e identificación de los puntos "calientes" desde el punto de vista radiológico o ambiental.
- Revisión de los mecanismos de protección de los ESC frente a condiciones ambientales adversas.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 3:

Como resultado de los análisis realizados y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que en la central nuclear Cofrentes los métodos y procesos del programa de calificación se encuentran totalmente implementados y conforme

al marco regulador requerido, por lo que dicho proceso garantiza que las actividades requeridas al programa de calificación (definir, implementar y preservar) se están realizando de manera eficiente.

CNC cumple con la normativa Base de Licencia referente a calificación sísmica y dispone de los mecanismos y procesos adecuados para asegurar el mantenimiento de la calificación de los equipos Clase 1E.

Se considera que los programas, procedimientos y acciones realizadas por CNC son suficientes para asegurar que las funciones de seguridad de los equipos importantes para la seguridad no se verán comprometidas por una vulnerabilidad en la calificación sísmica de los mismos; no se han identificado no conformidades o acciones de mejora, durante el periodo analizado, que puedan generar dudas sobre alguna de las etapas de la calificación sísmica (diseñar, implantar y preservar); no obstante, se identifican posibles posibilidades de mejora que pueden complementar a las ya implantadas en CNC.

Existen documentos utilizados para el registro del mantenimiento de la calificación perfectamente implementados en el control de configuración de la planta, siendo este un proceso totalmente trazable.

El proceso de modificaciones de diseño es totalmente robusto, lo que permite definir requisitos claros, que pueden ser trasladados a las especificaciones de compra, y donde se identifica la documentación requerida que avala la calificación del componente, requiriendo la aprobación del documento antes de su implantación, lo cual impide que puedan ser instalados equipos sin la calificación adecuada.

Se ha mejorado en los procesos de monitorización ambiental de salas “harsh”, se ha revisado el procedimiento de central existente, se ha mejorado el proceso de toma de datos y se ha desarrollado un nuevo procedimiento para el tratamiento de los registros ambientales de equipos de seguridad Clase 1E calificados ambientalmente y que complementa al anterior, donde se establecen los roles y responsabilidades en el proceso de análisis de los datos recopilados con el objeto de preservar el programa de calificación ambiental.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 1 fortaleza y 3 debilidades (PDM).

2.2.1.2.4. Factor de seguridad 4: Envejecimiento

El objetivo de este FS es determinar si la central dispone de programas de gestión de envejecimiento efectivos e implantados y si éstos están gestionando eficazmente los aspectos relativos al envejecimiento de las ESC importantes para la seguridad, de forma que las funciones de seguridad puedan ser realizadas a lo largo de la vida de diseño de la central o, si corresponde, durante la operación a largo plazo.

La revisión del FS 4 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0004“RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 4: ENVEJECIMIENTO”. En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CNC ha realizado, dentro de este factor de seguridad, el análisis de los siguientes subfactores:

- Gestión de Vida y Gestión del Envejecimiento a Largo Plazo, para asegurar que la central dispone de programas que gestionan adecuadamente los fenómenos de degradación y el envejecimiento de las ESC importantes para la seguridad durante su vida útil, incluyendo la operación de la planta más allá de la vida de diseño de la central. El alcance de este subfactor se circunscribe a las ESC con una función propia pasiva que son objeto del Plan de Gestión de Vida (PGV) y el Plan de Gestión de Vida a Largo Plazo (PGV-LP), programas desarrollados por la central en cumplimiento de la IS 22.
- Renovación Tecnológica de Equipos; este subfactor ha evaluado la efectividad de los planes de renovación de equipos y sistemas como herramienta para implantar modificaciones de diseño y prevenir el envejecimiento y la obsolescencia de la planta.

Para la gestión del envejecimiento de los componentes activos importantes para la seguridad existen otros programas en planta que se encargan del seguimiento y la gestión de los mismos. Estos programas, y los FS y subfactores de la RPS en los que se analizan, son:

- Programas de mantenimiento y prácticas de la RM, analizados en el subfactor 2.1 (Mantenimiento Preventivo, Programa de Inspecciones y Regla de Mantenimiento) y en el subfactor 2.2 (Inspección en Servicio), el cual incluye, entre sus actividades, ensayos, pruebas y vigilancias de componentes activos.
- Plan de fiabilidad de equipos, analizado en el subfactor 2.4 (Fiabilidad de Equipos).
- Gestión de la obsolescencia, analizado en el subfactor 2.5 (Gestión de repuestos, obsolescencia y dedicaciones).
- Programa de mantenimiento de la calificación ambiental, analizado en el subfactor 3.2 (Calificación ambiental).
- Plan de gestión de activos, analizado en el subfactor 4.2 (Renovación Tecnológica de equipos).

Señalar, por otra parte, que existe un programa cuyo alcance son los componentes sujetos a inspecciones del código ASME, componentes pasivos, que soporta varios de los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) del Plan de Gestión de Vida y que también incluye entre sus actividades ensayos, pruebas y vigilancias de componentes activos:

- Programa de inspección en servicio, analizado en el subfactor 2.2 (Inspección en Servicio).

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 4:

Como resultado de los análisis realizados, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que la central nuclear Cofrentes dispone de una serie de programas y procesos encaminados a la adecuada gestión del envejecimiento de los ESC relacionados con la seguridad. Estos programas vigilan los distintos tipos de ESC desde diferentes aspectos:

- Plan de Gestión de Vida y Gestión del Envejecimiento a Largo Plazo, que comprende la gestión del envejecimiento de los ESC relacionados con la seguridad con funciones pasivas.
- Programa de Renovación Tecnológica de Equipos, que comprende los planes de renovación de equipos y sistemas o de implantación de nuevos equipos, como herramienta para implantar modificaciones de diseño y prevenir el envejecimiento y la obsolescencia de la planta.

La gestión del envejecimiento de los componentes activos importantes para la seguridad se lleva a cabo como parte de los programas indicados.

El Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), elaborado en cumplimiento de la IS 22, ha supuesto la revisión del alcance y selección, la revisión de la gestión del envejecimiento, la elaboración de los estudios de análisis de envejecimiento función del tiempo (AEFT) y la definición de los Programas de Gestión del Envejecimiento para el período de operación a largo plazo, con las propuestas de mejora para adaptarlos a la operación a largo plazo.

Como conclusión, se puede afirmar que CNC dispone de una gestión eficaz del envejecimiento de los ESC pasivos relacionados con la seguridad que permite garantizar que esa gestión también va a continuar siéndolo en el próximo período de operación, que incluye la operación a largo plazo.

Por otra parte, la central dispone de un plan de gestión de activos con procedimientos y herramientas que gestionan eficazmente la renovación tecnológica de los ESC importantes para la seguridad, de manera que las funciones de seguridad se cumplan a lo largo de la vida de diseño de la central y también otros sistemas y componentes importantes para garantizar la fiabilidad y mantener o mejorar la eficiencia de la planta. Con este programa de renovación tecnológica y el proceso establecido, se puede garantizar que se acometerá eficazmente la renovación tecnológica en el próximo período de operación de la central.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 6 fortalezas y 2 debilidades (PDM).

2.2.1.2.5. Factor de seguridad 5: Análisis de seguridad deterministas

El objetivo de este FS es verificar que los análisis deterministas existentes son completos y continúan siendo válidos para la situación de diseño y operativa actual de la central, considerando la idoneidad de las normas, métodos y códigos de cálculo utilizados y de los márgenes de seguridad obtenidos.

La revisión del FS 5 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0005“RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 5: ANÁLISIS DE SEGURIDAD DETERMINISTAS”. En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de la revisión de este FS afecta a los análisis de seguridad deterministas contemplados en los capítulos del Estudio de Seguridad:

- Capítulo 15 (Análisis de accidentes), donde se analiza el conjunto de transitorios operacionales (esperados e inesperados) y de accidentes base de diseño, según los criterios del USNRC Standard Review Plan. Este análisis es específico del combustible con el que se está operando y se revisa en cada recarga, evaluándose los requisitos termohidráulicos y radiológicos que satisfacen las directrices reguladoras, sin riesgo indebido para la salud y seguridad pública.
- Capítulo 6 (Salvaguardias técnicas) y capítulo 9 (Sistemas auxiliares), donde se analiza la capacidad de las salvaguardias y sus sistemas soporte para mitigar las consecuencias del accidente base de diseño (LOCA). Adicionalmente, el capítulo 9 contiene la configuración de almacenamiento de combustible nuevo e irradiado y sus análisis de criticidad.
- Capítulo 19 (Extensión de diseño), que es consecuencia de la implementación de la instrucción del Consejo IS 37, donde se analizan escenarios accidentales que exceden en sus hipótesis las consideradas en la base de diseño y sobre los que es posible implementar medidas de prevención o mitigación.

El alcance de la revisión de este FS para los citados análisis cubre aspectos como:

- Métodos analíticos, criterios y códigos de cálculo utilizados.
- Sucesos iniciadores considerados en las bases de diseño e hipótesis asumidas.
- Criterios de aceptación de las bases de diseño y aplicación del concepto de defensa en profundidad, tanto termohidráulico como radiológico.

Adicionalmente, en el FS 5 se ha realizado una verificación de las bases técnicas y de los análisis que sustentan la estructura y desarrollo de los procedimientos de operación de emergencia y guías de accidente severo (POE/GAS).

Para un correcto análisis del FS, éste se ha dividido en cuatro subfactores:

- Análisis de accidentes (no relacionados con la recarga de combustible).
- Análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes.
- Análisis de seguridad de la recarga de combustible.
- Análisis soporte de los POE/GAS.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 5:

CNC realiza un seguimiento de toda la normativa nacional e internacional nueva existente con objeto de valorar su impacto, entre otros, en los análisis deterministas ya licenciados. Así mismo, está sometida a un proceso continuo de auditoría, revisión y de comparación con mejores prácticas con objeto de garantizar un nivel adecuado de satisfacción de márgenes de seguridad sobre dichos análisis.

En relación con análisis de accidentes (no relacionados con la recarga de combustible), en el periodo de análisis de la RPS se han realizado diversos cambios o actuaciones: reanálisis del sumidero final de calor, que ha permitido un mejor ajuste de los requisitos de vigilancia y de

pruebas del sistema de agua de servicio esencial, actualización de los cálculos de piscina de combustible para soportar el cambio relativo a la restricción operativa de descarga de elementos combustibles desde el edificio del reactor a las piscinas del edificio de combustible relacionándolo con la capacidad existente en los sistemas de refrigeración, análisis de los modos alternativos de refrigeración de vasija y piscina de elementos combustibles con el subsistema de PCI sísmico y análisis asociados a la extensión de diseño de sucesos CED-B, con daño al combustible.

Los sucesos de daño al combustible se han analizado usando códigos e hipótesis realistas, siguiendo los criterios de evaluación definidos por el CSN. Estos códigos han servido como soporte al diseño y operación del sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC) y de los recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR), nuevos sistemas específicos de gestión de accidentes severos, y forman parte de la estructura de análisis de CNC en otras aplicaciones. El resto de los análisis deterministas se mantienen inalterados desde el aumento de potencia APE110%, salvo aquellos que se ven afectados por la recarga. En cualquier caso, en CNC se realiza un seguimiento de toda la normativa nacional e internacional nueva existente con objeto de valorar su impacto, entre otros, en los análisis deterministas ya licenciados.

El análisis de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño sigue la metodología del Término Fuente Alternativo (TFA), aplicándose la normativa en sus ediciones más actualizadas. Los análisis son revisados en cada recarga para contemplar los cambios relacionados con los parámetros dependientes del tipo de combustible y demostrar que las estimaciones siguen siendo válidas con las nuevas configuraciones del núcleo.

En CNC se realiza un seguimiento de toda la normativa nacional e internacional y en caso de afectar a los análisis ya licenciados, éstos deberán ser reevaluados. Así, se han realizado modificaciones vinculadas con la IS 37.

Los estudios de seguridad de la recarga en CNC se realizan siguiendo el estado del arte en el tema, habiéndose incorporado en los mismos los cambios necesarios para cumplir con la nueva normativa emitida tanto en el país de origen de la tecnología (USA) como en España, durante el periodo de análisis.

Adicionalmente, la fiabilidad del combustible es un tema prioritario en CNC y se están siguiendo las mejores guías disponibles para mejorar dicha fiabilidad incluyendo la participación en el programa FRP de EPRI, y se han introducido diversas mejoras en el diseño y materiales de los elementos de combustible para reducir la susceptibilidad de los canales a experimentar alta deformación y para reducir el riesgo de fallo de barra de combustible por debris.

En lo que a las emergencias nucleares se refiere, la última década ha sido una de las más importantes de los últimos años. El accidente de la central de Fukushima derivó desde el comienzo en una gran cantidad de lecciones aprendidas y cambios en el paradigma de funcionamiento de las centrales nucleares a nivel mundial, e incluso de otras instalaciones industriales en relación con las emergencias.

Las mejoras en los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE), la optimización de las Guías de Accidentes Severos (GAS) y el resto de procedimientos, como las Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE) o las Guías de Emergencia frente al Daño Extenso (GEDE), constituyen el núcleo de la protección contra eventos sintomáticos que, aunque con probabilidad muy baja, siempre deben estar presentes.

Se han creado procedimientos nuevos como son las GMDE, las GEDE o las Acciones De Respuesta Inicial (ADRI) para dar respuesta a sucesos de un mayor alcance; integrando en la instalación nuevos equipos, materiales y a las personas que deben gestionarlos. Actualmente CNC se encuentra en proceso de actualización de los POE y GAS acorde a la revisión 4 de los EPG/SAG del BWROG, y estos procedimientos contemplan la utilización de las estrategias más allá de la condición de Parada Caliente.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 6 fortalezas y 6 debilidades (PDM).

2.2.1.2.6. Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad

El objetivo de este FS es determinar si los análisis probabilistas de seguridad (APS) existentes son válidos; consideran un modelo representativo de la central nuclear; sus resultados son consistentes y están bien ponderados para todos los sucesos iniciadores y estados operativos; su alcance y la metodología empleada para su ejecución están de acuerdo con las normas y buenas prácticas actuales nacionales e internacionales, y las aplicaciones de los APS desarrolladas constituyen un soporte adecuado de la gestión de la seguridad de la central.

La revisión del FS 6 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0006 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 6: ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en dos subfactores:

- Análisis Probabilista de Seguridad; para asegurar que las hipótesis utilizadas en los APS son válidas y que los modelos desarrollados reflejan el diseño y las prácticas operativas de la central.
- Aplicaciones de APS para asegurar que el alcance y aplicaciones del APS son suficientes como soporte a la gestión de la seguridad de la central.

CNC, dentro de este FS, ha revisado los siguientes aspectos:

- Revisión general de los APS disponibles, incluyendo las hipótesis utilizadas, la consideración de fallos, la representación de acciones del operador y fallos de causa común, la configuración de la central incluida en el modelo y la coherencia con otros aspectos del análisis de seguridad.
- Comprobación de si los procedimientos, guías o manuales de gestión para condiciones de accidentes (base de diseño y extensión de diseño) son coherentes con los modelos y resultados de los APS.

- Verificación de que el alcance y aplicaciones de los APS son suficientes para su uso como soporte a la gestión de la seguridad de la central.
- Comprobación del estado y validación de métodos analíticos y códigos de cálculo usados en los APS.
- Verificación de que los resultados de los APS muestran que los riesgos son lo suficientemente bajos y están bien ponderados para todos los sucesos iniciadores y estados operativos y cumplen los criterios de seguridad probabilísticos aplicables.

Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:

- Cumplimiento con la IS 25 (criterios y requisitos sobre la realización de los APS y sus aplicaciones).
- Proceso de mantenimiento de los APS y sus aplicaciones de acuerdo a la GS 1.15 (actualización y mantenimiento de los APS).
- Análisis de las secuencias significativas para el riesgo y coherencia con los procedimientos de gestión de emergencias de la central.
- Utilización de códigos de cálculo en el APS.
- Actualización de los APS en función de los cambios en los procedimientos y modificaciones de diseño implantadas.
- Proceso de recopilación de datos de indisponibilidades, sucesos iniciadores, demandas, horas de funcionamiento, etc.; y mantenimiento de la Base de Datos del APS.
- Utilización del APS en el proceso de elaboración y mantenimiento de los POE y GAS.
- Utilización de escenarios y secuencias de accidente significativos para el riesgo de los APS para que sean tenidos en cuenta en los procedimientos, en la formación en el simulador del personal de operación y en la realización de mejoras en el diseño en la central.
- Evaluación del impacto en el APS de las modificaciones de diseño.
- Valoración global de la evolución de los resultados de los APS en el periodo de análisis. Mejoras implantadas y previstas en la central derivadas de los resultados de los APS.
- Valoración de las acciones humanas más significativas para el riesgo y justificar que se encuentran adecuadamente validadas.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 6:

Como resultado de los análisis realizados, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que el proceso de gestión y control del mantenimiento y actualización de los APS de CNC es efectivo, de manera que el APS se mantiene actualizado de forma continua o tras cada ciclo de recarga.

Los procedimientos que gestionan los APS, tanto desde el punto de vista administrativo, como desde el punto de vista técnico, se mantienen actualizados y permiten que el APS recoja las mejoras metodológicas que van surgiendo a nivel internacional.

El proceso establecido permite que la experiencia operativa de la central en cuanto a recopilación de datos de fallos, sucesos iniciadores, acciones de los operadores, fallos de causa común, configuraciones de la central e hipótesis utilizadas en los modelos de los APS, sean coherentes con la realidad de la planta. De igual forma, los cambios en procedimientos y modificaciones de diseño implantadas en la central son tenidos en consideración en el proceso de mantenimiento y actualización de los APS.

Los resultados obtenidos en los diferentes APS se consideran satisfactorios y se encuentran acordes con los que se obtienen en centrales de diseño similar a nivel internacional.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 5 fortalezas y 2 debilidades (PDM).

2.2.1.2.7. Factor de seguridad 7: Análisis de riesgos

El objetivo de este FS es determinar la idoneidad de la planta para hacer frente a riesgos internos y externos, teniendo cuenta el diseño, las características del emplazamiento, el estado actual y previsto de las ESC importantes para la seguridad, así como los métodos analíticos, normas y conocimientos utilizados.

La revisión del FS 7 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0007 “RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 7: ANÁLISIS DE RIESGOS”. En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

Para cumplir el objetivo indicado, se han identificado los riesgos internos y externos creíbles y con capacidad de afectar a las funciones de seguridad de la central, recogidos en el ES, en el APS y en el IPEEE, descartando que exista algún riesgo no analizado, y se ha evaluado la idoneidad de las medidas de protección (detección y mitigación) disponibles.

Para cada riesgo identificado como aplicable a la central se ha indicado en qué documento/s se encuentra analizado, qué normativa le aplica (si existe) y qué procesos y procedimientos de planta existen en relación con las acciones a realizar para prevenir o mitigar dicho riesgo. Para ello, se han evaluado los procesos y procedimientos existentes para:

- Mantenimiento del ES (alcance del FS 1), del APS (incendios internos e inundaciones internas, alcance del FS 6) y del IPEEE en cuanto a los análisis de márgenes sísmicos y de otros sucesos externos.
- Evaluación de las modificaciones de diseño en cuanto a su impacto en los análisis de riesgos.
- Gestión del riesgo de inundaciones.
- Gestión del riesgo de incendios.
- Gestión de riesgos en caso de sismo.
- Gestión de otros riesgos adicionales que se han considerado relevantes tanto por las implicaciones en la operación de la planta, por su desarrollo normativo, así como por las modificaciones relacionadas con su gestión realizadas durante el periodo de análisis de la

RPS. Éstos han sido las condiciones meteorológicas severas, el movimiento de cargas pesadas y las explosiones internas.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 7:

En relación con los procesos asociados al mantenimiento de los análisis de riesgos deterministas, se considera que el proceso de revisión y evaluación de las modificaciones de diseño es un proceso completo y robusto que permite identificar la necesidad de cambios en los análisis de riesgos como consecuencia de las modificaciones en la instalación y permite que dichos análisis reflejen la realidad de la planta. Por otro lado, determinados riesgos exteriores al emplazamiento no son controlados a través del proceso habitual de evaluación de las modificaciones de diseño por lo que el proceso de actualización periódica del capítulo 2 del ES garantiza la vigencia de los parámetros de diseño puramente exteriores y, por lo tanto, de los análisis de riesgo.

Se han evaluado los procesos existentes para el mantenimiento de los análisis probabilistas de incendios internos e inundaciones internas y del IPEEE (análisis de márgenes sísmicos y de otros sucesos externos) y se han documentado las distintas revisiones de estos análisis realizados en el periodo de estudio de la RPS junto con las principales conclusiones y resultados de los mismos.

Se ha realizado una evaluación de la experiencia operativa externa (EOE) asociada al alcance del FS y se puede concluir que CNC dispone de un diseño robusto, puesto que el análisis de las distintas EOE no ha supuesto un número significativo de modificaciones.

El estudio de los registros de GESPAC (Gestión del Programa de Acciones Correctivas) relacionados con el FS muestra una tendencia decreciente en los últimos años, lo que permite constatar la mejora continua en la central en términos de diseño y prácticas frente a los riesgos evaluados.

Se ha identificado el riesgo de incendio como el de mayor significación desde el punto de vista tanto de frecuencia de ocurrencia como de potencialidad de los daños, por los resultados obtenidos en el APS, por los cambios de carácter normativo que ha sufrido en el periodo de análisis y por el número de experiencias operativas externas documentadas. En relación con dicho riesgo, cabe resaltar el proceso de adaptación a la IS 30 llevado a cabo durante el periodo de análisis de la presente RPS, destacando la implantación de un subsistema sísmico de PCI con una capacidad superior a lo requerido por la instrucción de seguridad.

Asimismo, se han implantado medidas (modificaciones de diseño, compra de equipos, etc.) para la gestión de grandes incendios. Así, se han potenciado los medios disponibles por la brigada de PCI para la mitigación de incendios tanto en el interior de los edificios como en el exterior, incluyendo las zonas forestales que rodean el emplazamiento, y la formación y simulacros realizados por el personal de la central.

CNC considera necesario potenciar el sistema de PCI para la lucha contra incendios en el perímetro del área vigilada, por lo que se ha establecido como una PDM. También se ha

considerado interesante la ampliación del sistema de protección contra incendios a las salas eléctricas de los generadores diésel de emergencia dada la importancia de éstos como sistema soporte ante pérdidas de la alimentación eléctrica exterior.

Como consecuencia de los resultados obtenidos en el APS de incendios internos, se ha identificado como una PDM la inclusión en el procedimiento POGA IP02 (Procedimiento de actuación ante incendio) de la instrumentación que podría perderse en caso de incendio.

Respecto al riesgo de inundaciones, tanto externas como internas, se considera que los análisis que lo evalúan se encuentran actualizados y reflejan la realidad de la planta. Durante este periodo de análisis se han realizado numerosas modificaciones de diseño destacando por su impacto en el riesgo la modificación del trazado de las tuberías de PCI en el edificio de servicios, que disminuye la frecuencia de escenarios de inundación, y la implantación del sistema de alarmas de inundaciones en cubículos críticos que mejora la detección de posibles inundaciones.

Durante este periodo se han finalizado las modificaciones de diseño que permiten garantizar que la central dispone del margen sísmico requerido, ampliando la lista de equipos a los que se requiere dicho margen con aquellos que se ha considerado necesarios para la mitigación de accidentes severos y los asociados a la refrigeración de los elementos de combustible gastado.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 8 fortalezas y 3 debilidades (PDM).

2.2.1.2.8. Factor de seguridad 8: Experiencia operativa interna

El objetivo de la revisión de este FS es verificar que el titular tiene procesos adecuados para la detección y evaluación de experiencia operativa.

La revisión del FS 8 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0008 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 8: EXPERIENCIA OPERATIVA INTERNA". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El proceso de gestión de la experiencia operativa interna consta de diferentes fases, entre las que se encuentran la incorporación del suceso en el GESPAC, análisis del suceso, redacción de Informe Final de Experiencia Operativa Interna (IFEOI) en el caso de sucesos notificables o informe de Análisis de Causa Raíz (ACR) en el caso de los no notificables, seguimiento de la ejecución y efectividad de las acciones aprobadas derivadas de los análisis, divulgación y formación, entre otras. Además, el proceso se refuerza mediante auditorías internas, inspecciones externas y autoevaluaciones que permiten comprobar el proceso y poder mejorarlo.

El alcance de este FS se ha dividido en tres subfactores:

- Gestión de la Experiencia Operativa Interna; para asegurar que el proceso de análisis y evaluación de los sucesos internos ocurridos en la planta es efectivo para determinar las

causas de los eventos, identificar lecciones aprendidas y establecer acciones correctivas que eviten que ocurran sucesos repetitivos.

Durante el período de análisis han ocurrido 56 sucesos notificables que se han listado, se han analizado las causas y se han descrito las acciones derivadas de los mismos, gestionadas en el programa de acciones correctivas (GESPAC).

- Indicadores de Funcionamiento; con objeto de asegurar que los indicadores de funcionamiento de la planta son adecuados para monitorizar sus niveles de seguridad y verificar que existen mecanismos efectivos para corregir cualquier deficiencia o tendencia negativa mostrada por los mismos.

Se ha analizado la estructura de indicadores en CNC, así como cada indicador de forma individual y la evolución de los mismos en el período de análisis. El programa de indicadores de CNC recoge indicadores: de WANO/INPO (poseen documentos con indicadores de funcionamiento recomendados y valores objetivo a alcanzar), del CSN (indicadores del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales Nucleares (SISC)), de otras entidades relacionadas con el ámbito de la energía nuclear que definen sus propios indicadores, indicadores propios que se crean según los requisitos de planta y que reflejan los puntos clave del funcionamiento de la misma, e indicadores de cultura de seguridad, definidos por la propia organización y fundamentados según las directrices de la IAEA.

- Gestión de Acciones Correctivas; para asegurar que la central dispone de un proceso integrado para la identificación, categorización, evaluación y resolución de problemas (reales o potenciales) y de propuestas de mejora relacionadas con la explotación, así como para la verificación de la efectividad de las acciones significativas.

Actualmente, el seguimiento y control de las actuaciones encaminadas a la mejora del GESPAC se llevan a cabo en el marco del Plan de Gestión de CNC, abarcando todas las áreas importantes del sistema, con el fin de reforzar el proceso de identificación y resolución de problemas.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 8:

La tendencia actual en el número de sucesos notificables sucedidos en la central ha sido positiva. No se han observado tendencias adversas en ninguno de los análisis realizados, tanto de la metodología de análisis de causa raíz HPES ("*Human Performance Enhancement System*") como en los de las guías de seguridad GS 1.6 y GS 1.7 del CSN.

Durante el período se ha realizado un claro esfuerzo por cumplir con los plazos de las acciones derivadas de los análisis de los sucesos ocurridos en la central, de forma que la mayor parte de ellas se encuentran cerradas.

Respecto al número de scram ocurridos en la central, desde el año 2009 no ha habido ninguno (cero scram durante todo el periodo de análisis).

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que el proceso de la gestión de la experiencia operativa interna en la central nuclear Cofrentes es satisfactorio y adecuado, se

atiene a lo indicado en los procedimientos de la central, siendo la metodología utilizada correcta, en cuanto a rigor y profundidad de los análisis, lo que permite identificar las causas de los sucesos y generar acciones correctoras para evitar que se repitan.

Se considera que la metodología de análisis de los sucesos notificables HPES es robusta, y por tanto adecuada para los estudios que se realizan y permite identificar claramente las causas y tomar acciones sobre ellas.

Se considera que el proceso de actualización y mantenimiento de los indicadores de funcionamiento está bien establecido en la central y sigue la práctica nacional e internacional de la industria, por lo que se considera que es un proceso robusto y no precisa la implantación de ninguna mejora adicional ya que se le realiza un seguimiento mensual y anual.

Como valoración general del GESPAC puede considerarse que los datos y resultados del mismo han ido evolucionando de un modo favorable a lo largo del tiempo.

Del análisis realizado, para este se han identificado 3 fortalezas y 1 debilidad (PDM).

2.2.1.2.9. Factor de seguridad 9: Experiencia operativa externa

El objetivo de la revisión de este factor de seguridad es determinar si el titular analiza la experiencia operativa de plantas de diseño similar y las mejores prácticas de la industria, así como los resultados de programas y proyectos de investigación que sean de aplicación, y si los resultados de ese análisis se utilizan para la incorporación de mejoras en la central o en la organización de explotación.

La revisión del FS 9 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0009 “RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 9: EXPERIENCIA OPERATIVA EXTERNA”. En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en dos subfactores:

- Gestión de la experiencia operativa externa (EOE); para asegurar que el proceso de evaluación de sucesos externos es efectivo para determinar la aplicabilidad de las lecciones aprendidas y establecer acciones de mejora asegurando que CNC contribuye adecuadamente a la difusión de experiencia operativa en la industria nuclear.
- Investigación y desarrollo; para asegurar que la planta participa en programas de investigación para mejorar la seguridad de la planta, especialmente enfocados al refuerzo de la seguridad y de la operación fiable.

Se analiza el sistema de gestión de la I+D+i de Iberdrola a nivel corporativo y su influencia en cada negocio, y se analiza la gestión del programa de I+D de CNC basada fundamentalmente en la participación activa en diferentes programas de I+D+i sectoriales, tanto a nivel internacional como a nivel nacional.

La EOE gestionada procede de diferentes fuentes: sucesos notificables de centrales nucleares españolas, documentos del suministrador principal (General Electric), comunicados de otros

suministradores obligados por la 10 CFR 21, Significant Operating Event Reports (SOER) de WANO, Significant Event Reports (SER) de WANO, INPO Event Reports de nivel 1 (IER L1) e INPO Event Reports de nivel 2 (IER L2) y sucesos y otros documentos (como las Information Notice de la NRC) solicitados por el CSN.

A lo largo del periodo de análisis se han gestionado 1494 documentos de EOE de los cuales 1202 eran de aplicación a CNC bien para información, bien para análisis. Dichos análisis han generado 208 registros en el GESPAC derivando en 497 acciones, la mayor parte clasificadas como de mejora. De las acciones generadas un amplio porcentaje están relacionadas con modificaciones a procedimientos o creación de nuevos procedimientos y con formación.

CNC analiza más allá de lo estrictamente requerido de experiencias operativas a todos los niveles, por lo que dispone de un amplio conocimiento sobre el comportamiento de las ESC. Además, pertenece al grupo sectorial donde las centrales nucleares españolas comparten información acerca de la experiencia operativa y sucesos ocurridos en otras centrales y participa en el envío de sucesos operativos a WANO, de acuerdo con el Manual de WANO MN-01 habiendo reportado en el período de análisis un total de 60 incidentes operativos.

La gestión de la experiencia operativa se encuentra vigilada por 2 indicadores incluidos en el árbol de indicadores de proceso de CNC que se puede decir han tenido una tendencia positiva a lo largo del período y tres indicadores internos cuyo objeto es realizar un seguimiento más estrecho del tiempo de cribado de la EOE, las evaluaciones realizadas y las acciones reprogramadas.

Respecto a la gestión de la innovación en CNC, se encuentra adecuadamente estructurada y sistematizada, lo que permite detectar, analizar e incorporar a la planta las mejoras operativas y de seguridad que pueden ser de interés.

CNC participa activamente en los programas de I+D tanto a nivel global como nacional demostrando un liderazgo claro en el programa nuclear de EPRI y del BWROG siendo miembro de los niveles más altos de las estructuras organizativas de ambos programas, lo que permite influir en la orientación de la investigación de estos programas en los aspectos de mayor interés para la central. Asimismo, CNC tiene una participación activa en los diferentes grupos técnicos.

Por otra parte, también se está desarrollando un Plan de Digitalización al objeto de recoger y estructurar todas las iniciativas y proyectos relacionados con la transformación digital de CNC, y que incluye cinco pilares o áreas tecnológicas donde se enmarcan los cerca de 30 proyectos que actualmente se han incluido: Procesos Digitales, Sistemas de Control, Robótica y Drones, Plataforma Virtual y Gemelos Digitales, Ciberseguridad y Sistemas.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 9:

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que el gestión de la experiencia operativa externa proceso es consistente. Este proceso se autoevalúa cada cinco años y se

revisa internamente a través de las auditorías internas cada dos, lo que supone que se encuentra en evolución mejorando de forma continua.

Por otra parte, se considera que CNC tiene un sistema robusto de gestión de la Innovación, implantado conforme a la norma UNE 16600:2014 y certificado por AENOR, que permite sistematizar y homogeneizar criterios en las actividades de I+D+i de una forma global y eficiente.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 4 fortalezas y ninguna debilidad (PDM).

2.2.1.2.10. Factor de seguridad 10: Organización y Sistema de gestión y Cultura de la seguridad

El objetivo de este FS es determinar si la organización y el sistema de gestión del titular son adecuados y efectivos para conseguir una operación segura de la central.

La revisión del FS 10 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0010 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 10: ORGANIZACIÓN Y SISTEMA DE GESTIÓN Y CULTURA DE SEGURIDAD". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en dos subfactores:

- Organización y sistema de gestión; para asegurar que la estructura organizativa y el sistema de gestión de las actividades de la planta garantizan la implantación de las políticas de la organización y la consecución de objetivos para la operación segura de la planta. Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:
 - Cumplimiento con la instrucción IS 19.
 - Sistema de gestión, así como los documentos que lo rigen y los cambios llevados a cabo durante el periodo de análisis.
 - Existencia de procesos para gestión y mantenimiento de la responsabilidad de CNC en actividades relacionadas con la seguridad que han sido contratadas a organizaciones externas.
 - Existencia de procedimientos que asignen funciones y responsabilidades para la gestión, realización y evaluación de trabajos.
 - Sistema de gestión documental, y gestión de archivo, justificando el cumplimiento con la IS 24.
 - Proceso sobre control de documentos y registros y el sistema de acceso a ellos.
 - Cumplimiento con los apartados 3.8 a 3.13 de la IS 26.
 - Estructura organizativa vigente (funciones y responsabilidades de las unidades organizativas en CNC).

- Proceso de evaluaciones internas, autoevaluaciones, evaluaciones externas (Peer Review, TSM), planes de supervisión e inspección en campo, en el marco normativo establecido por la IS 19 y los criterios de auditoría según la norma UNE 73 401.
- Abordaje de la acción indicada en la apreciación favorable al Documento Base de la RPS relativa al factor de seguridad 10.
- Gestión de cambios organizativos; para asegurar que los cambios en la estructura organizativa de la central se gestionan de forma que supongan una mejora en la eficiencia de la organización sin perjudicar la seguridad de la planta. Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:
 - Proceso de gestión de cambios organizativos, con objeto de confirmar que se garantiza que su aplicación no supone un impacto para la explotación segura de la planta.
 - Procedimientos que regulan la disponibilidad y dotación mínima del personal de la central y para garantizar que la disponibilidad permanente de personal (turno de operación, turno de servicio y retenes), y proceso de determinación de las dotaciones y capacidades mínimas establecidas.
 - Proceso de modificación al Reglamento de Funcionamiento y los cambios a este documento, analizando los cambios organizativos implantados.
- Logística y aprovisionamientos; para asegurar que existe un adecuado control y supervisión del suministro externo de equipos y servicios técnicos que afectan a la seguridad de la planta, siendo el marco normativo el establecido por la instrucción IS 19 en la parte relativa al control de compras y los criterios aplicables de la norma UNE 73 401. Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:
 - Procesos de: compras, tanto de servicios como de equipos y gestión de almacén, homologación de suministradores, y controles sobre los servicios y equipos contratados para garantizar que se cumple con los requisitos especificados, incluyendo las inspecciones en fábrica (para el caso de equipos), actividades de comprobación, verificación y supervisión de los servicios y la gestión de no conformidades.
 - Controles para gestionar situaciones de dependencia de servicios esenciales externos a la central.
 - Análisis de incumplimientos y deficiencias detectadas en el suministro de servicios a través de la revisión de las evaluaciones anuales, así como las no conformidades de componentes y materiales suministrados a la planta.
- Cultura de seguridad y política de comunicación; para asegurar que en la organización está implantada una cultura de seguridad positiva que garantice que la seguridad es prioritaria sobre otros objetivos de producción y competitividad, así como que existe una adecuada política de comunicación que cumple con los estándares marcados por la organización, el regulador y las buenas prácticas. Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:

- Proceso establecido para la revisión de la cultura de seguridad (evaluaciones internas, evaluaciones externas, evaluación continua).
- Políticas establecidas dentro del programa de Cultura de Seguridad.
- Procesos y actividades de comunicación interna y externa.
- Difusión de los análisis de experiencia operativa, tanto en los programas de formación (seminarios de sección, jornadas de experiencia operativa, etc.) como en los planes de comunicación interna (hojas informativas, pantallas, etc.).
- Registros de las actividades de evaluación de cultura de seguridad realizadas, incluyendo las tendencias de aspectos transversales para comportamiento humano.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 10:

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que los procesos asociados a la organización, el sistema de gestión y la cultura de seguridad de la central nuclear Cofrentes son efectivos y están sometidos a una evolución continua de mejora, al ir realimentando los resultados de evaluaciones internas y externas, así como las lecciones aprendidas de otras organizaciones y avances de la industria. Se concluye que los procesos evaluados en este factor de seguridad son válidos y efectivos para el próximo periodo de operación.

En lo que respecta a la organización y el sistema de gestión, la revisión ha incluido el cumplimiento con la normativa nacional e internacional, de las políticas de la organización, de la documentación del sistema de gestión (Manual del Sistema de Gestión, Plan de Gestión, procedimiento general de procesos), de las disposiciones para la gestión y mantenimiento de la responsabilidad del titular de actividades relacionadas con la seguridad que han sido contratadas a organizaciones externas, de las funciones y responsabilidades de los encargados de la gestión, realización y evaluación de trabajos, y de los procesos y la documentación soporte sobre cómo los trabajos deben ser especificados, preparados, revisados, realizados, documentados, evaluados y mejorados. Adicionalmente, se ha verificado la idoneidad de los procesos para la gestión de los cambios organizativos, el proceso para asegurar la disponibilidad de recursos humanos suficientes y cualificados, incluyendo la planificación del relevo generacional, el control de documentos, productos y registros y del sistema de acceso a ellos, el control de la adquisición de equipos y servicios que afectan a la seguridad, incluyendo la revisión de la calidad del sistema de gestión de los suministradores, las políticas de comunicación dentro de la organización, y los programas e instalaciones para formación y entrenamiento.

Durante el periodo de análisis, se ha constituido la sociedad Iberdrola Generación Nuclear S.A.U., y se ha transferido a esta sociedad la Autorización de Explotación de la central nuclear Cofrentes. Los cambios se realizaron para adaptarse a la modificación legislativa y se recogieron en el Reglamento de Funcionamiento.

Los programas de evaluación existentes en la organización están sólidamente establecidos y sistematizados. Comprenden los planes de supervisión e inspección en campo, programa de

autoevaluación, programa de auditoría interna, y programa de evaluaciones externas (incluyendo, entre otras, los Peer Review y misiones de asistencia de WANO tipo TSM), evidenciando un proceso ordenado y sistematizado para la gestión de las evaluaciones independientes externas.

Durante el periodo, la central ha obtenido la certificación del sistema de gestión ambiental según el Reglamento europeo EMAS III, lo que se considera una fortaleza.

En resumen, CNC concluye que con la revisión realizada se evidencia un sistema de gestión integrada orientado a la seguridad, que tiene implantadas las políticas de la organización y garantiza la consecución de objetivos para la operación segura de la planta.

En lo que respecta a la Gestión de cambios organizativos, el titular considera que, tras la revisión realizada, se puede concluir que el proceso de gestión de cambios organizativos está establecido y consolidado, y se ha aplicado de manera rigurosa durante el periodo de análisis, de forma que se puede garantizar que los cambios organizativos se realizan sin impactar en la explotación segura de la central. El proceso de cambios organizativos y su aplicación ha sido objeto de supervisión y verificación mediante revisiones internas y externas. Las autoevaluaciones han identificado algunas desviaciones y propuestas de mejora que se han abordado y corregido, quedando documentadas en el GESPAC. Las evaluaciones externas no han identificado desviaciones significativas.

En lo que respecta a Logística y aprovisionamientos, con la revisión realizada el titular concluye que los procesos de compras, almacenamiento, y gestión de repuestos son procesos robustos que han evolucionado durante el periodo de análisis, buscando una gestión más eficiente. El proceso de homologación de suministradores está regulado por el procedimiento de evaluación de suministradores de bienes y servicios, y se trata de un proceso consolidado, y que en las evaluaciones anuales de suministradores de servicios se han resuelto las desviaciones y propuestas de mejora identificadas, salvo las derivadas de la evaluación realizada en el primer semestre de 2019, que está en curso de resolución. Se ha comprobado que se aborda la resolución de no conformidades relacionadas con el proceso de suministro de componentes y materiales de manera sistemática.

En base a todo lo anteriormente expuesto, el titular concluye que se acredita el óptimo funcionamiento tanto en los procesos asociados a equipos y/o materiales (verificación de la idoneidad del producto previo a la compra, adquisición, almacenaje, mantenimiento,...), así como en los procesos asociados a los servicios (controles en planta, comprobaciones respecto a los requisitos especificados...), concluyendo que existen controles adecuados para gestionar situaciones de dependencia de servicios esenciales externos a la central. En este subfactor se identifica una fortaleza por la sistemática de evaluación del desempeño de suministradores de servicios.

En lo que respecta a la Cultura de seguridad y política de comunicación se concluye que la organización dispone de un sistema de gestión que promueve una sólida cultura de seguridad, cuyos principios básicos están plasmados en el Manual del Sistema de Gestión y en el Programa de Cultura de Seguridad. Los documentos principales que regulan los programas de

cultura de seguridad y comunicación se han revisado para incorporar las evoluciones surgidas de las revisiones internas, así como prácticas observadas en la industria (INPO, WANO).

El programa de evaluaciones internas y externas ha sido amplio en el periodo, incluyendo seis ejercicios de evaluación de cultura de seguridad con diferente alcance; cuatro autoevaluaciones a los planes de comunicación y gestión de grupos de interés, y revisiones trimestrales o semestrales de los resultados de actuación humana. Además, se han abordado aspectos relacionados con este subfactor en inspecciones del CSN y auditorías de AENOR al Sistema de Calidad. Los resultados han dado lugar a actuaciones para corregir y mejorar, que se han ido realimentando en los programas de la central. Los planes de mejora en curso al final del periodo analizado aseguran la mejora continua de los programas de cultura de seguridad y comunicación, para garantizar su robustez y solidez de cara a los próximos años de operación.

Del análisis realizado, para este FS se han identificado 6 fortalezas y 3 debilidades (PDM).

2.2.1.2.11. Factor de seguridad 11: Procedimientos

El objetivo de este factor es determinar si los procedimientos importantes para la seguridad son adecuados, efectivos y garantizan la seguridad de la central, de forma que en ellos se reflejen adecuadamente todos los procesos del titular para mantener el cumplimiento con los límites, condiciones operacionales y otros requisitos reguladores.

La revisión del FS 11 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0011 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 11: PROCEDIMIENTOS". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en dos subfactores:

- Gestión de procedimientos; donde se analiza la estructura documental de los procedimientos de la central y la gestión global de los procedimientos para verificar que se revisan, aprueban y actualizan adecuadamente.
- Procedimientos de operación; donde analiza la estructura documental de los procedimientos del Manual Técnico de Operación y se ha valorado la evolución global de los procedimientos de operación para condiciones normales y transitorios, y se ha justificado el cumplimiento con la IS 36 sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares. La valoración de la evolución global de los procedimientos de operación para condiciones de accidente y condiciones postaccidente y gestión de accidentes severos se trata en el análisis del FS 5.

CNC, dentro de este FS, ha revisado al menos los tipos de procedimientos siguientes:

- De operación para condiciones normales, transitorios, accidentes y condiciones post-accidente.
- De gestión de accidentes severos.
- De mantenimiento, pruebas, inspección y gestión de trabajos.

- De gestión de modificaciones de diseño.
- De protección radiológica.
- De gestión de efluentes y residuos radiactivos.
- De control de la configuración de la central.

En el resto de FS se han revisado los procesos y procedimientos que gobiernan cada uno de ellos y se ha valorado su evolución global en el periodo de análisis.

Los procesos, programas y aspectos revisados han sido los siguientes:

- Estructura documental en CN Cofrentes.
- Proceso de emisión y revisión de procedimientos.
- Proceso de actualización de procedimientos.
- Proceso de control, publicación y distribución de procedimientos.
- Programa de revisión de procedimientos de vigilancia derivados de cambios a las ETFM.
- Procedimientos de operación.
- Procedimientos de mantenimiento.
- Procedimientos de gestión de trabajos.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 11:

La estructura de procedimientos de CNC es piramidal y acorde con el sistema de documentación que define y desarrolla el sistema de gestión de la central en relación a los requisitos de la IS 19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada, y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que la permanencia de la estructura de procedimientos, la creación de nuevos tipos de procedimientos asociados al desarrollo de nuevos procesos y el resultado de la comparación de los tipos de procedimientos de CNC con las mejores prácticas de la industria, permiten concluir que la estructura y tipología de procedimientos de CNC son adecuadas para la organización y funcionamiento de la central y para reflejar todos sus grupos de procesos.

CNC dispone de procedimientos que regulan la gestión de los procedimientos, desde su elaboración hasta su aprobación, actualización y distribución, basados en normas, códigos y buenas prácticas de la industria. Las normas aplicables a todos los tipos de procedimientos y organizaciones de CNC se recogen en el procedimiento general PG 001. Este procedimiento regula los siguientes aspectos: las normas de identificación, edición, índice y contenido mínimo de procedimientos y los orden de prevalencia en caso de discrepancia entre procedimientos, las reglas para la trazabilidad de los cambios y el requisito de justificación de los motivos que los originan, la edición, revisión y aprobación en el sistema de gestión de los procedimientos internos (donde se lleva un alto control de los procedimientos durante su

edición, revisión y aprobación), los mecanismos de control de los Análisis Previos de los procedimientos que lo requieran, los mecanismos para asegurar que, tras su aprobación, los procedimientos están disponibles para su consulta en SAP y el personal está informado de ello y los mecanismos para asegurar que están distribuidas sus copias controladas en papel, la identificación en SAP del tipo de formación requerida para cada procedimiento creado o revisado, y la comunicación automática a la organización de Formación para su gestión, los mecanismos para detectar procedimientos fuera del plazo de revisión obligatoria y para informar a los responsables correspondientes, el control de los procedimientos de las empresas colaboradoras y el proceso para la anulación de procedimientos. En cuanto a la actualización de procedimientos, se dispone de mecanismos para controlar los diferentes motivos de actualización

La comparación de los procedimientos de CNC con las mejoras prácticas de la industria refleja que son adecuados y que se actualizan convenientemente para impulsar mejoras en la seguridad de la planta y adecuarlos a las nuevas normas.

Respecto a la efectividad del proceso, el titular concluye que se considera que CNC cuenta con un proceso robusto de clasificación de seguridad de sus procedimientos.

El titular indica que CNC dispone de procesos para reforzar el conocimiento y para asegurar que el personal cumple con los procedimientos que regulan las actividades de su responsabilidad.

De acuerdo con lo expuesto anteriormente, CNC concluye que en la central nuclear Cofrentes existe un proceso adecuado para el control de los procedimientos que asegura que se revisan y aprueban debidamente, que se llevan a cabo las actualizaciones necesarias para impulsar mejoras en la seguridad y fiabilidad de la planta, y para su adecuación a la nueva normativa, y que asimismo existen medidas para asegurar que los usuarios conocen y pueden cumplir eficazmente con los procedimientos que regulan las actividades de su responsabilidad.

Respecto a los procedimientos de operación, tras la comparación de la estructura de los mismos y su evolución con las buenas prácticas de la industria, se considera que dicha estructura refleja la adaptación al desarrollo de nuevos procesos y la ampliación de otros ya existentes, como es el caso de los nuevos POGA, y la creación de los PAR, las GMDE/GEDE, las Guías de Accidente en Parada (GAP), próximamente las Guías de Accidente Severo en Parada (GASP), así como otros clasificados como no importantes para la seguridad y la protección radiológica pero que contribuyen a la gestión segura de la planta.

Se considera que el procedimiento administrativo para la redacción del Manual Técnico de Operación PA O-15, junto con el procedimiento general PG 001, responden a las buenas prácticas de la industria, son adecuados para la gestión de procedimientos de operación de CNC y, en su evolución durante el periodo de análisis, ha incorporado mejoras significativas que robustecen este proceso. Lo mismo puede decirse de los procesos y procedimientos implantados para asegurar la correcta actualización de los procedimientos de operación y gestión de emergencia de CNC y para potenciar el uso y adherencia a procedimientos.

La gestión de los procedimientos de operación en emergencia y gestión de accidentes severos es la misma que la descrita para el resto de procedimientos de CNC. No obstante, por sus peculiaridades, se dispone de procedimientos específicos para la redacción de los POE/GAS que incluyen la codificación, formato, contenido y normas para su escritura, las circunstancias por las que se requiere su revisión, los requisitos de revisión y los aspectos adicionales a tener en cuenta para las revisiones (como criterios de importancia para el riesgo (APS), aspectos asociados al factor humano y aspectos de control y seguimiento de parámetros. También se dispone de un procedimiento específico para la verificación y validación de POE, GAS, GAP y GEDE/GMDE.

Respecto al cumplimiento de la IS 36, CNC concluye que la central cumplirá con todos los puntos de esta instrucción de seguridad una vez se desarrollen las GASP en base a las nuevas EPG/SAG revisión 4, aprobadas por el BWROG en junio de 2018.

En base a lo expuesto, el titular concluye que en CN Cofrentes existen procesos adecuados para la gestión de procedimientos relativos a la operación segura de la planta, incluyendo situaciones de accidente.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 2 fortalezas y 4 debilidades (PDM).

2.2.1.2.12. Factor de seguridad 12: Factores humanos

El objetivo de este factor de seguridad es evaluar aspectos relacionados con factores humanos en la medida que estos influyen en la operación segura de la central.

La revisión del FS 12 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0012 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 12: FACTORES HUMANOS". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en tres subfactores:

- Gestión de recursos humanos; cuyo objeto ha sido asegurar que se dispone de un sistema de gestión que garantice la disponibilidad de los recursos humanos necesarios para desarrollar las actividades importantes para la seguridad y que éstos disponen de las competencias adecuadas para las funciones y tareas que desarrollan.

Se han analizado los procedimientos para regular: la disponibilidad y dotación mínima del personal de la central, la selección del personal de la central y la idoneidad física y psicológica del personal en cumplimiento del apartado 4 del artículo 8 del RINR. Se han evaluado los procesos para la gestión del conocimiento y el relevo del personal y el programa de control y análisis preventivos para detectar el consumo de alcohol, sustancias tóxicas o estupefacientes.

- Formación y cualificación del personal; cuyo objeto ha sido asegurar que los programas de formación y entrenamiento son adecuados para garantizar que se adquieren y mantienen las competencias necesarias para el desarrollo de las tareas importantes para la seguridad.

- Organización y factores humanos; cuyo objeto ha sido asegurar que el Programa de Organización y Factores Humanos garantiza que el impacto de la actuación humana y de la organización en la seguridad de la central está adecuadamente controlado y presenta una tendencia continua de mejora.

De entre todas las actividades y proyectos incluidos en el Programa de Organización y Factores Humanos se han descrito y evaluado el proceso de ingeniería de factores humanos en modificaciones de diseño y los procesos y procedimientos en relación con la Interfase hombre-máquina, considerando los siguientes aspectos: diseño de la sala de control y otros paneles de control importantes para la seguridad, necesidades de información y cargas de trabajo del personal, claridad y accesibilidad de los procedimientos, el simulador de factores humanos, los procedimientos para la minimización del error humano (técnicas de prevención del error humano) y los procedimientos de supervisiones.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 12:

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que la central nuclear Cofrentes dispone de los medios materiales y humanos necesarios para asegurar el más alto nivel de conocimientos y competencias del personal que trabaja en la central, y contribuir, de este modo, a garantizar que la central opera de forma segura y fiable.

Las prácticas y los procedimientos de formación establecidos cumplen con los requisitos definidos por las instrucciones publicadas por el CSN en los últimos años (IS 03, IS 06, IS 11 e IS 12). Para la cualificación y formación del personal y mantener sus conocimientos y habilidades, CNC utiliza la metodología del Diseño Sistemático de la Formación (Systematic Approach to Training o SAT en inglés) como el mejor sistema actualmente reconocido en la industria nuclear por organismos internacionales (INPO, WANO, OIEA, etc.), así como por el CSN.

Asimismo, la central ha implantado un Plan Director de Formación donde establece un plan de actuación en ventanas temporales, identificando acciones, objetivos, plazos y responsables.

El proceso de ingeniería de factores humanos en modificaciones de diseño asegura que el diseño de las interfases hombre-máquina tiene en consideración aspectos relacionados con la fiabilidad humana y existe un proceso adecuado de evaluación de factores humanos.

Finalmente, el titular concluye que, de la revisión realizada, no se ha puesto de manifiesto ninguna debilidad significativa y se puede concluir que la planta ha tenido una evolución positiva en la actuación humana durante el periodo analizado.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 2 fortalezas y 2 debilidades (PDM).

2.2.1.2.13. Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias

El objetivo de este factor de seguridad es determinar si los planes y los recursos humanos y materiales del titular para la gestión de una emergencia son adecuados. Además, se verificará si existe una adecuada coordinación con los planes de emergencia de las autoridades en el exterior de la instalación y si se realizan ejercicios y simulacros periódicos.

La revisión del FS 13 se realiza en el informe RPS-COF-IN-0013 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 13: PLANIFICACIÓN DE EMERGENCIAS". En este informe se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en dos subfactores:

- Planes de emergencia existentes.
- Equipos, instalaciones y centros de emergencia.

CNC ha revisado, en particular, los procesos, programas y procedimientos relacionados con los siguientes aspectos:

- Idoneidad de equipos, instalaciones y centros de apoyo técnico (externos e internos) contemplados en los planes de emergencia.
- Eficiencia de las comunicaciones y los protocolos correspondientes para la gestión de las emergencias, particularmente con organizaciones en el exterior de la central.
- Contenido y eficacia de los simulacros y ejercicios de entrenamiento.
- Revisión periódica y actualización de procedimientos y planes de emergencia.
- Cambios en el mantenimiento y almacenamiento de los equipos para la gestión de emergencias.
- Evaluación del efecto en los planes de emergencia de desarrollos residenciales e industriales en las proximidades de la instalación.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 13

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que fruto del análisis realizado sobre las evaluaciones externas se concluye en que se puede considerar a CNC como un referente internacional en el ámbito de preparación de emergencias. A continuación se detallan algunos de los resultados de la revisión:

CNC cuenta con un Plan de Emergencia Interior (PEI) que se ajusta a las recomendaciones de la guía GS 1.3, y en el periodo de análisis se han realizado cambios importantes que han fortalecido la capacidad de respuesta frente a emergencias y la coordinación con organizaciones externas. Asimismo, CNC tiene establecidos los mecanismos necesarios para la revisión periódica y actualización de procedimientos y planes de emergencia.

Respecto a la organización y funciones de la Organización de Respuesta en Emergencia (ORE), la evaluación realizada concluye que se encuentran perfectamente definidas en el PEI y sus procedimientos de desarrollo. Se han incluido importantes mejoras tales como el Centro de Apoyo de Emergencias (CAE) y el protocolo de colaboración con la Unidad Militar de Emergencias (UME) y se ha producido un incremento importante de la dotación de la organización de respuesta como consecuencia de la necesidad de acometer las estrategias de mitigación de daño extenso.

Tras el análisis realizado sobre el programa de Formación en Preparación de Emergencias, el titular considera que se trata de una fortaleza de la central.

Relativo a la gestión de la emergencia prolongada, se ha identificado la necesidad de desarrollar un procedimiento de actuación para emergencia prolongada y recuperación de la instalación, de acuerdo con los recursos definidos en PEI para turno de servicio y retén, prolongando la respuesta de la ORE en el tiempo, de manera consistente.

La evaluación realizada sobre la relación con el Plan de Emergencia Nuclear de la Provincia de Valencia (PENVA) ha verificado la eficiencia de las comunicaciones y los protocolos correspondientes para la gestión de las emergencias, particularmente con organizaciones en el exterior de la central. En el periodo objeto de análisis se han intensificado las colaboraciones de CNC con la organización del plan de emergencia exterior y se ha firmado el protocolo de colaboración con la Unidad Militar de Emergencias (UME).

Respecto a las mejoras derivadas del accidente de la central de Fukushima, la conclusión de la evaluación realizada es la completa implantación de los requisitos establecidos en las diferentes ITC. Se han establecido las actuaciones precisas para abordar adecuadamente el mantenimiento de las mejoras implantadas. Estas actuaciones se encuentran sometidas a los programas de evaluación externos e internos garantizándose de este modo el proceso de mejora continua.

Las actuaciones realizadas (modificaciones de diseño, equipos portátiles, CAGE, procedimientos, capacitación de actuantes, etc.) han constituido un incremento sustancial de la capacidad de respuesta ante emergencias convencionales y bajo la envoltura de daño extenso. Complementario a lo anterior, y al objeto de aunar y garantizar un proceso de reevaluación continua del conjunto de mejoras derivadas de Fukushima, se creó en el año 2013 la unidad organizativa "Gestión de Emergencias (GEMER)".

CNC dispone de instalaciones y medios suficientes para afrontar adecuadamente cualquier tipo de emergencia. Para la definición de las diferentes capacidades se han tenido en cuenta referencias nacionales, como la guía GS 1.03 del CSN, y referencias internacionales, básicamente documentos de la NRC y NEI. La capacidad de respuesta se ha visto incrementada sustancialmente con las modificaciones de diseño, equipos portátiles y nuevas instalaciones fruto de las mejoras derivadas de Fukushima, se ha verificado la idoneidad de equipos, instalaciones y centros de apoyo técnico (externos e internos) contemplados en los planes de emergencias.

El procedimiento de desarrollo del PEI marca el conjunto de pruebas a realizar que garantizan un mantenimiento adecuado del PEI a nivel interdepartamental, y la unidad de GEMER garantiza que se cumplen con las acciones necesarias en caso de desviaciones o discrepancias.

A nivel de sistemas controlados por el turno de Operación, las ETFM garantizan la operabilidad adecuada para afrontar, a nivel de sistema, de cualquier suceso dentro del diseño de la misma; en este sentido, y como gran fortaleza de CNC, la central ha desarrollado un proceso análogo a las ETFM para garantizar la funcionalidad de equipos portátiles para hacer frente a accidentes más allá de las bases de diseño; esta acción garantiza un control de configuración ampliado en la sala de control, que conoce y toma acciones de manera inmediata ante cualquier incidencia de estos equipos.

Desde el punto de vista del almacenamiento de los equipos portátiles y material necesario para la ejecución de las GMDE, CNC dispone de un Área Sísmica de Almacenamiento Seguro (ASAS), en cota no inundable y sobre una losa sísmica, a efectos de garantizar un almacenamiento que, por sus características, no esté sujeto a un potencial impacto por suceso externo asegurando así la disponibilidad de los equipos portátiles en todo tipo de eventos para la ejecución de las estrategias de mitigación.

Del análisis realizado de los resultados de los indicadores de proceso relacionados con este FS, no se han identificado tendencias negativas, habiéndose mantenido en todo el periodo de revisión valores muy altos, y siempre en VERDE, salvo durante el año 2010. No obstante, dado que la gestión de emergencias ha crecido exponencialmente tras el accidente de la central de Fukushima y a que todos los procesos han sufrido ramificaciones que proporcionan mayor robustez en su conjunto, se ha considerado como mejora el desarrollo de un cuadro de mando integral (CMI), con indicadores internos de todos los procesos de gestión de emergencias de la central, que garanticen una planificación adecuada de acciones de manera sostenible, previo a una posible merma en cualquiera de los tres indicadores principales.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 6 fortalezas y 5 debilidades (PDM).

2.2.1.2.14. Factor de seguridad 14: Impacto radiológico al medio ambiente

El objetivo de este factor de seguridad es comprobar que la organización del titular tiene un programa adecuado para la vigilancia del impacto radiológico en el exterior de la instalación, que garantiza que las emisiones son adecuadamente controladas y tan pequeñas como es razonablemente posible. Con la revisión de este FS se determinará si el programa de vigilancia radiológica ambiental es adecuado para controlar el impacto de las diferentes descargas de efluentes al exterior y conocer si se ha producido un aumento en las mismas desde el inicio de la operación de la central.

La revisión del FS 14 se realiza en el informe de referencia RPS-COF-IN-0014 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 14: IMPACTO RADIOLÓGICO AL MEDIO AMBIENTE". En este informe se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

El alcance de este FS se ha dividido en los dos subfactores siguientes:

- Vigilancia radiológica ambiental; que comprende los procesos y procedimientos:
 - Programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA). Proceso de actualización.
 - Idoneidad de los métodos y frecuencias de muestreo, sistema de vigilancia, etc.
 - Análisis de los radionucleidos presentes en aire, agua y suelo.
- Control de efluentes radioactivos; en donde se ha evaluado el programa de control de efluentes radiactivos implantado en CNC y desarrollado en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 14:

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada, concluye que el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) y el programa control de efluentes radiactivos de CNC son procesos robustos, consistentes, adecuados y correctamente integrados para el seguimiento y control radiológico de la influencia de la central en el exterior y en los miembros del público,

En concreto, en lo que respecta al PVRA establecido en el entorno de CNC se considera que es adecuado y viene cumpliendo desde su establecimiento el objetivo de determinar el posible incremento, no encontrado hasta el momento, de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos artificiales en el medio ambiente procedentes del funcionamiento de la central, en base a que:

- El programa actual parte de los criterios establecidos por el CSN en la GS 4.1, habiéndose realizado una adaptación del programa a CNC.
- El programa incluye diferentes tipos de muestras dentro de las posibles vías de exposición a las que está sometida la población del entorno, así como su control de calidad: radiación directa, aire, agua y alimentos.
- Personal involucrado en el proceso de muestreo y análisis cuenta con formación adecuada y actualizada.
- El grado de cumplimiento del PVRA, tanto en muestras tomadas como en muestras analizadas respecto de las programadas, ha sido muy alto: siempre por encima del 99 % tanto para las muestras tomadas como para los análisis realizados.
- De todos los análisis realizados durante el periodo de esta RPS, no se ha producido la superación del nivel de notificación indicado en el MCDE en ninguna de las muestras.
- En relación con el resto de radionucleidos artificiales encontrados en algunas muestras de potencial procedencia en la operación de la central, se ha comprobado que su presencia carece de significación radiológica.
- Por tanto, los análisis realizados sobre las muestras objeto del PVRA excluyen un potencial impacto radiológico de la central en el exterior.
- El desarrollo del PVRA y su documentación asociada es una práctica armonizada entre todas las centrales españolas.

En lo que al programa de control de efluentes líquidos y gaseosos concierne, los resultados obtenidos durante el periodo analizado son satisfactorios, y los niveles de actividad liberada al exterior muestran unos adecuados niveles y tendencia, por lo que se prevé que el inventario de actividad liberada no presentará variaciones significativas que pudiera comprometer la operación de la planta a lo largo de los próximos años, concluyendo que el programa de control de efluentes radiactivos es adecuado para la vigilancia del impacto radiológico en el exterior de la instalación, y garantiza que las emisiones están adecuadamente controladas.

En cualquier caso, se han propuesto dos medidas para seguir mejorando en la ejecución del programa de control y para optimizar la liberación de los efluentes vertidos: la modernización de los monitores en los sistemas de reserva de tratamiento de gases (P38), de tratamiento de residuos radiactivos (G17) y de agua de servicios no esencial (P41), y el establecimiento de un proceso de reducción del fondo en los monitores de vigilancia de efluentes líquidos y gaseosos.

En el marco de la solicitud de renovación de la AE de la central nuclear Cofrentes se ha emitido el Estudio de Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo, en el que se recoge el análisis de la evolución prevista del entorno de la central en aquellos parámetros que influyen en el impacto radiológico, medido a partir de las dosis efectiva y equivalente en piel, para el miembro del público más expuesto, y a la población. Entre otros parámetros, se estima la población futura del entorno, la producción agropecuaria y las emisiones previstas, concluyendo que la operación a largo plazo de la central nuclear Cofrentes tiene una repercusión anual en dosis muy alejada de los límites legales vigentes actualmente.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 3 fortalezas y 3 debilidades (PDM).

2.2.1.2.15. Factor de seguridad 15: Protección radiológica de los trabajadores y el público

El objetivo de este factor de seguridad es comprobar que el titular dispone de un programa adecuado para gestionar la optimización de las exposiciones a radiaciones ionizantes.

La revisión del FS 15 se realiza en el informe de referencia RPS-COF-IN-0015 "RPS. ANÁLISIS DEL FACTOR DE SEGURIDAD 15: PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LOS TRABAJADORES Y EL PÚBLICO". En este informe se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CNC, dentro de este factor de seguridad, ha evaluado los procesos, programas y procedimientos relacionados con los siguientes aspectos:

- Política de optimización de la protección radiológica y criterios generales para su desarrollo e implantación.
- Programa de optimización de las exposiciones ocupacionales incluyendo indicadores y objetivos, gestión de trabajos (planificación y preparación, seguimiento y análisis posterior), control y reducción del término fuente, aplicación de la optimización en las

modificaciones de diseño y formación del personal orientada a que las dosis sean tan bajas como sea razonablemente posible.

- Programa de control de efluentes radiactivos incluyendo las incidencias más significativas relativas a la instrumentación de vigilancia de efluentes y a los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos; cumplimiento de límites de concentración de actividad, límites de dosis y restricción operacional de dosis para efluentes radiactivos; y análisis y justificación de la evolución de la actividad vertida y de las dosis al público.
- Actuaciones más significativas llevadas a cabo en aplicación del programa de optimización de las exposiciones ocupacionales y del programa de control de efluentes radiactivos en el periodo cubierto por la RPS (aplicación de las mejores tecnologías disponibles para la reducción de los efluentes, implantación de nuevos programas de vigilancia, etc.). Valoración de los resultados derivados de dichas actuaciones.
- Gestión de los residuos radiactivos sólidos.
- Programas de reducción de la generación de residuos.
- Transporte de material radiactivo.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 15:

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que la central nuclear Cofrentes dispone de programas adecuados que permiten una adecuada gestión de la exposición a las radiaciones ionizantes, tanto de los trabajadores como del público.

En relación con la protección radiológica de los trabajadores, se dispone de un Plan Director de Reducción de Dosis (PDRD) robusto que está integrado en la organización y que abarca la aplicación del criterio ALARA de forma global. Los resultados de dosis colectiva y dosis individual máxima del plan director de reducción de dosis muestran una tendencia favorable.

Con respecto a la protección radiológica del público, los programas existentes aseguran que las dosis de los miembros del público están muy por debajo de los límites legales y a lo largo del periodo de estudio no se ha producido ningún evento que ponga de manifiesto deficiencias en el proceso.

En cuanto a la gestión de residuos radiactivos sólidos, se dispone de programas que engloban tanto la optimización del proceso de tratamiento de residuos, como nuevos procesos de reducción de residuos radiactivos, así como reducción de volumen de los mismos.

Con respecto a los transportes de material radiactivo, se realizan de forma óptima cumpliendo con lo dispuesto en el reglamento de transporte de mercancías peligrosas por carretera.

Se han identificado diversas fortalezas que ponen de manifiesto que los procesos han experimentado mejoras en el periodo de análisis de la RPS. Adicionalmente, se han propuesto PDM que, tras su implementación, incrementarán la efectividad de los procesos que conllevan el control y gestión de la protección radiológica de los trabajadores y del público.

Del análisis realizado para este FS se han identificado 3 fortalezas y 7 debilidades (PDM).

2.2.1.2.16. Factor de seguridad 16: Otros programas de mejora de la seguridad

De acuerdo con el DB de la RPS Rev. 1 de CNC, los programas de mejora de la seguridad se incluyen en cada FS, por lo que el FS 16 no tiene un desarrollo específico.

2.2.1.3 Evaluación global de los resultados de la RPS

La metodología de la evaluación global de la RPS de CNC se describe en el apartado 5 del Documento Final la RPS. Los resultados de la RPS se recogen en el apartado 6, y el Plan de Implantación de Acciones en el apartado 7.

La evaluación global de la RPS se ha desarrollado por el titular tomando como referencias fundamentales el Documento Base de la RPS Rev. 1, los informes de cada uno de los 15 factores de seguridad revisados y el análisis de normativa realizado, y la Guía GS 1.10 Rev. 2 del Consejo de Seguridad Nuclear.

El objetivo de la evaluación global es realizar una valoración global de los resultados de los análisis de los factores de seguridad para alcanzar unas conclusiones sobre los niveles de seguridad de la central y establecer, en base a ellas, un plan de acciones de mejora para mantener y aumentar la seguridad de la central durante el siguiente periodo de operación.

En el DB de la RPS Rev. 1 se establece que la evaluación global es realizada por un Panel Multidisciplinar de Expertos (PME) teniendo en cuenta las conclusiones y resultados (debilidades y fortalezas) de todos los factores de seguridad. La composición y normas de funcionamiento del PME se recogen en el procedimiento RPS-COF-PG-0001de CNC.

El PME ha sido constituido por un equipo de expertos de carácter multidisciplinar en diferentes áreas de conocimiento y con capacidad de gestión, en la medida de lo posible por miembros independientes de las tareas de revisión de los FS y contando con la participación adecuada de los responsables de los FS, de acuerdo con las directrices del DB de la RPS Rev. 1, la GS 1.10 y la guía SSG-25 "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants".

El conocimiento y experiencia en las áreas técnicas necesarias (Operación, Ingeniería, Mantenimiento, Experiencia Operativa, Seguridad, Licenciamiento, Emergencias, Combustible, Protección Radiológica, Calidad y Factores Humanos) así como la experiencia y visión de conjunto de los aspectos de la operación y funcionamiento de la instalación también desde otros puntos de vista de carácter más transversal, han sido los principales criterios tenidos en cuenta para la selección de los miembros del PME.

De acuerdo con los anteriores criterios, la composición establecida para el PME ha sido la siguiente, constituyéndose en 10 miembros, presidente y vicepresidente.

PRESIDENTE: Director de Cofrentes.

VICEPRESIDENTE: Director de Central.

MIEMBROS:

Jefe del Servicio Técnico de Cofrentes
Jefe de Producción
Jefe de Mantenimiento
Jefe de Ingeniería
Jefe de Seguridad y Calidad (incluye Organización y Factores Humanos)
Jefe de Soporte
Jefe de Diseño
Jefe de Gestión de Vida
Jefe de Protección Radiológica
Jefe de Licencia y Seguridad Nuclear
Jefe de Tecnología Nuclear
Jefe de Servicios a Centrales
Responsable de Gestión de Activos

El PME ha contado también con el apoyo del Coordinador RPS y las dos personas de Soporte RPS, así como con la participación puntual de expertos, para dar soporte a la evaluación de las cuestiones que han sido necesarias.

El PME ha sido responsable de llevar a cabo las siguientes actividades:

1. Analizar las conclusiones de los informes de los FS valorando si han existido solapamientos u omisiones entre los factores de seguridad.
2. Revisar y aprobar todas las fortalezas identificadas que se consideren aceptables.
3. Analizar si existen PDM identificadas en diferentes FS que estén relacionadas y que deban ser gestionadas de una manera integrada.
4. Valorar el impacto de las PDM identificadas para la seguridad de la planta.
5. Valorar la efectividad de las recomendaciones propuestas en los FS para resolver las PDM detectadas.
6. Valorar y establecer acciones concretas para llevar a cabo las PDM propuestas durante la revisión de los FS, valorando alternativas de solución cuando sean aplicables.
7. Categorizar y priorizar las acciones establecidas según su importancia para la seguridad nuclear y la protección radiológica.
8. Establecer el programa de implantación de acciones asociado a la RPS.

La evaluación global llevada a cabo por el PME ha incluido las siguientes etapas:

- Etapas 1. Análisis y revisión de las fortalezas
- Etapas 2. Análisis y revisión de las PDM
- Etapas 3. Análisis y valoración de Acciones Propuestas
- Etapas 4. Resultados y Plan de implantación de acciones

La ejecución completa de las Etapas 1 y 2 ha tenido como objetivo dotar al PME de una visión global de los resultados de los análisis de los FS para poder analizar de manera adecuada las interacciones y solapes entre los distintos FS.

Estas etapas se han ido cubriendo y formalizando por medio de reuniones del PME.

Etapa 1. Análisis y revisión de las fortalezas

En esta etapa, el PME ha revisado la descripción y contenido de cada una de las fortalezas resultantes de los análisis de los FS, incluyendo las interacciones con otros factores, evaluando si existían interfases entre los resultados del análisis de los FS, evaluando condiciones transversales que afectarían a fortalezas de más de un FS o contradicciones entre las mismas.

En aplicación de la metodología y durante el transcurso de la elaboración de esta fase ha sido necesario por parte del PME establecer criterios complementarios para el tratamiento de las fortalezas identificadas de los resultados de los análisis de los FS.

Como resultado de esta etapa se ha obtenido una lista de fortalezas consolidada (Anexo 1, Tabla A-1 del Documento Final de la RPS). Las fortalezas propuestas para por los FS que han sido anuladas por el PME se han marcado en la ficha correspondiente como anuladas.

Etapa 2. Análisis y revisión de las PDM

En esta etapa, el PME ha revisado la descripción y contenido de cada PDM, valorando si existían interfases entre los resultados del análisis de los FS, evaluando condiciones transversales que afectarían a PDM de más de un FS o contradicciones entre las mismas. En la revisión se han tenido en cuenta las interacciones con otros factores, utilizando la matriz de interfases propuesta por la guía SSG-25 cuando ha sido necesario.

La valoración de la importancia para la seguridad de cada PDM, se ha realizado con la siguiente categorización, basada en el riesgo para la planta en caso de que no se tomara ninguna acción:

Importancia Alta: Equivalente a No Conformidad Categoría A en GESPAC.
Representa un riesgo alto para la seguridad nuclear, la protección radiológica, los riesgos laborales, el medioambiente, la protección física, la calidad y la fiabilidad de la planta.

Importancia Media: Equivalente a No Conformidad Categoría B en GESPAC.
Representa un riesgo medio para la seguridad nuclear, la protección radiológica, los riesgos laborales, el medioambiente, la protección física, la calidad y la fiabilidad de la planta. Es de menos importancia que el de categoría A, pero suficientemente significativo.

- Importancia Baja: Equivalente a No Conformidad Categoría C en GESPAC.
Representa una significación de riesgo pequeña para la seguridad nuclear, la protección radiológica, los riesgos laborales, el medioambiente, la protección física, la calidad y la fiabilidad de la planta.
- Importancia Muy Baja: Equivalente a No Conformidad Categoría D en GESPAC.
Representa muy poca o ninguna significación de riesgo para la seguridad nuclear, la protección radiológica, los riesgos laborales, el medioambiente, la protección física, la calidad y la fiabilidad de la planta.

Esta caracterización general de importancia para la seguridad tiene como propósito posibilitar en la siguiente fase el cribado, priorización y posterior programación de implantación de las acciones.

Para efectuar la caracterización se han considerado los criterios de categorización incluidos en el procedimiento PG 003 "Programa de acciones correctivas". Adicionalmente, se han utilizado puntualmente otras herramientas disponibles, como la comparación con problemas similares categorizados previamente, revisión de estudios previos existentes sobre la temática a analizar, desarrollo de una evaluación de alcance limitado, aproximaciones deterministas de defensa en profundidad o basadas en la experiencia operativa y juicios de experto.

Con el resultado de este análisis, se ha cumplimentado el apartado "Importancia para la seguridad" de la Ficha de la PDM, incluyendo la justificación de la categorización definida. Como resultado de esta fase se ha obtenido una lista de PDM consolidada y categorizada en función de su importancia para la seguridad (Anexo 1, Tabla A-4). Las PDM propuestas por los FS que han sido rechazadas (Anexo 1, Tabla A-5) por el PME se han marcado en la ficha correspondiente como anuladas.

Etapa 3. Análisis y valoración de Acciones Propuestas

En esta etapa, el PME ha revisado las Acciones Propuestas resultantes de la revisión de cada FS, teniendo en consideración lo siguiente:

- a. Asegurar que las Acciones Propuestas están bien definidas, consolidan la fortaleza de la que proceden o bien responden a la PDM que las origina, y es previsible que tengan un impacto en la resolución de las mismas.
- b. Utilizar hipótesis realistas, siempre que sea posible, para no sesgar la valoración y priorización de la Acción Propuesta.
- c. Proponer alternativas de solución cuando sea aplicable.
- d. Tener en cuenta las incertidumbres y limitaciones de las herramientas de valoración.
- e. Considerar la necesidad de solicitar información adicional o estudios específicos.

- f. Evaluar el impacto global sobre la seguridad de cada propuesta individual, considerando posibles efectos adversos.
- g. Identificar los posibles impactos de cada mejora sobre el resto de las identificadas en los distintos factores de seguridad.

Una parte fundamental de la evaluación realizada por el PME ha sido la valoración de la prioridad de las acciones siguiendo los pasos que se describen en los siguientes apartados.

Paso 1. Impacto potencial de la Acción Propuesta en la resolución de la PDM

Se ha analizado si la Acción Propuesta es previsible que resuelva la PDM asociada de manera total, parcial o mínima:

- Una Acción Propuesta tiene potencial impacto total en la resolución cuando es previsible que la PDM origen se resuelva completamente. Estas acciones pueden verse complementadas con otras de impacto mínimo o parcial.
- Una Acción Propuesta tiene potencial impacto parcial en la resolución cuando su implantación no supone la resolución completa de la PDM origen. A modo de ejemplo podrían ser acciones que, sin resolver la PDM de manera total, una vez implantadas resultarían en la disminución de la importancia para la seguridad de la misma. Estas acciones pueden verse complementadas con otras de impacto mínimo o parcial.
- Una Acción Propuesta tiene potencial impacto mínimo en la resolución cuando su implantación no resuelve de manera significativa la PDM pero sí complete o refuerza documentalmente su solución. A modo de ejemplo podrían ser acciones encaminadas a la formación o mejoras documentales en procedimientos asociadas a otras Acciones Propuestas de impacto total o parcial en la solución.

Paso 2. Valoración de las interfases

El PME ha realizado una comprobación de cómo afecta la Acción Propuesta a cada uno del resto de los FS, pudiendo hacer uso de la matriz de interfases que propone la guía SSG-25, teniendo en cuenta que puede afectar tanto en sentido positivo como negativo.

El resultado de esta comprobación se ha tenido en cuenta en la priorización de las acciones descrita más adelante, dando mayor prioridad a aquellas medidas que suponen una mejora significativa en uno o más de los otros FS, o se aprecie la existencia de un carácter transversal en la misma. Igualmente se ha tenido en cuenta el posible impacto adverso en otros FS, para identificar la necesidad de revisar la acción para eliminar o reducir dicho impacto adverso.

Paso 3. Análisis de factibilidad

Se ha valorado la factibilidad de cada una de las Acciones Propuestas para determinar si eran razonablemente practicables. Este análisis se ha realizado por juicio de expertos considerando el beneficio para la seguridad que supone la medida y, por otra parte, los plazos requeridos para la implantación, el tiempo de operación remanente de la central y las necesidades de recursos para su implantación.

La determinación de factibilidad de las Acciones Propuestas puede resultar en el descarte de algunas de ellas, evaluando en estos casos la existencia de propuestas alternativas factibles.

Paso 4. Priorización

El paso 4 consiste en priorizar todas las Acciones Propuestas resultantes de la evaluación de todos los FS, que se hayan considerado factibles. Para asignar una prioridad del 1 a 4 a cada una de ellas se han usado los criterios de la tabla siguiente.

Matriz de PRIORIZACIÓN			
Importancia para la seguridad de la PDM Origen	IMPACTO POTENCIAL DE LA ACCIÓN EN LA SOLUCIÓN		
	MÍNIMO	PARCIAL	TOTAL
	PRIORIDAD		
Muy baja	4	4	4
Baja	4	4	3
Media	4	3	2
Alta	3	2	1

A juicio del PME se ha contemplado incrementar las prioridades que afloren de la aplicación de la tabla. Cuando se encuentre que una Acción Propuesta supone una mejora significativa en uno o más de los otros FS, o se aprecie la existencia de un carácter transversal en la misma, se reconsiderará su priorización, incrementándola en su caso en un nivel. Cuando se identifiquen posibles afectaciones adversas en otros FS, se deberá hacer una evaluación más detallada, que podrá identificar la necesidad de revisar la Acción Propuesta para eliminar o reducir dicho impacto adverso.

Para aquellas PDM que no dispongan de ninguna acción de impacto total, se ha valorado disminuir su priorización.

Las acciones establecidas como de Prioridad 4 no formarán parte del plan de acción propuesto dentro del marco de la RPS, sino que se trasladan al GESPAC. Asimismo, en el caso que la acción proviniese de una fortaleza, la matriz de priorización anterior se ha considerado no aplicable por no derivarse de una PDM y no formará parte del plan de acción de la RPS. Estas acciones se trasladan al GESPAC.

La evaluación y valoración por parte del PME para las Acciones Propuestas de acuerdo a los cuatro pasos antes descritos, ha quedado plasmada en el apartado correspondiente de las fichas de Acciones Propuestas.

Como resultado de esta etapa se ha obtenido una lista de acciones consolidada (Anexo 1, Tabla A-6 del Documento Final de la RPS) con su orden de prioridad resultante del proceso de revisión del PME.

Etapa 4. Resultados y Plan de implantación de acciones

Esta etapa tiene el objetivo de obtener los resultados finales del proceso, que se plasman en un Plan de Implantación de Acciones asociado a la RPS.

En esta etapa, con una visión de conjunto de los resultados obtenidos, el PME ha valorado la conveniencia de proponer alguna mejora adicional.

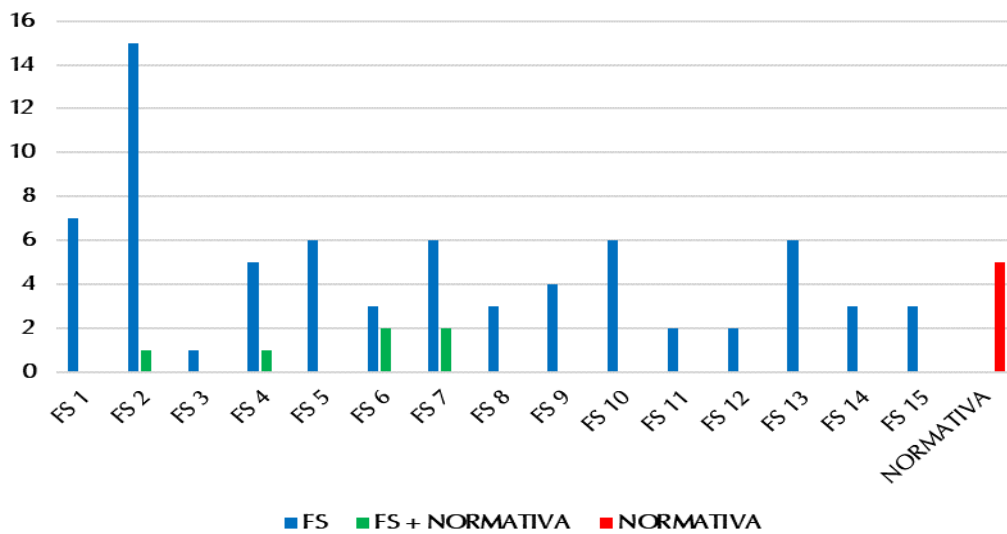
Con carácter general, la planificación propuesta trata de implantar las acciones lo antes que sea posible, teniendo en cuenta la disponibilidad de los recursos necesarios y, en su caso, el calendario de recargas. También se ha tenido en consideración a la hora de definir el programa que la implantación de mejoras, que aquellas de prioridad inferior no detraigan recursos de las mejoras de prioridad superior.

Asimismo, y de manera independiente al anterior programa, se han recogido en el GESPAC aquellas acciones de prioridades 4 y 5 (derivadas estas últimas de fortalezas), identificadas de los análisis de RPS, que de acuerdo con la metodología no forman parte del programa propuesto. El listado de los registros generados en GESPAC incluye la referencia GESPAC, su estado (abierta/cerrada) y la categoría asignada.

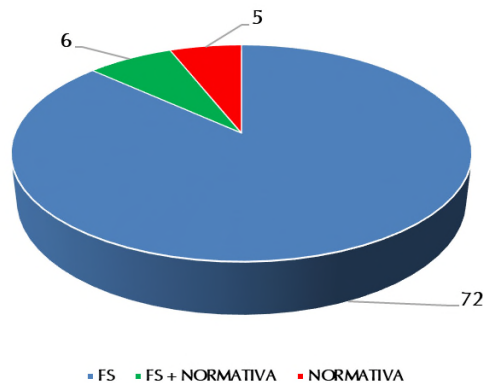
➤ **Resultados de la evaluación global**

De los análisis realizados de los FS ha resultado un total de 92 fortalezas. Con la información recibida y teniendo en cuenta los criterios de cribado y agrupación expuestos al inicio de las reuniones, el PME ha tomado la decisión de consolidar un total de **83 fortalezas**, tras haber anulado 7 de las presentadas y haber pedido la agrupación de cuatro de ellas en dos.

A continuación se muestra gráficamente el origen de las fortalezas presentadas al PME y el origen de las finalmente consolidadas:



La siguiente imagen muestra las fortalezas consolidadas en función de su origen (FS, FS+Normativa, solo Normativa):



Del gráfico anterior se puede destacar que en todos los factores de seguridad se han identificado fortalezas, lo que el titular considera denota que el funcionamiento general de la planta, en lo que a los aspectos de seguridad y protección radiológica se refiere, es robusto.

De las 83 Fortalezas consolidadas, aproximadamente el 13% proviene del FS 1 y el 20% del FS 2. El porcentaje de contribución del resto de FS es muy inferior. Esto indica que la evaluación realizada en la presente RPS arroja una valoración positiva tanto del diseño de la central como del estado de sus estructuras, sistemas y componentes. En particular, cabe señalar que es el FS 2 “Estado de ESC importantes para la seguridad” el que más fortalezas acumula, todas ellas relacionadas con aspectos destacables de los procesos que garantizan el correcto estado de los ESC de la planta, como son la Regla de Mantenimiento, el mantenimiento a potencia, el programa de inspección de internos vasija (BWRVIP), la Inspección en Servicio, la gestión de las ICRV, el seguimiento del ensuciamiento de los cambiadores de calor del sistema de agua de servicio esencial, la fiabilidad de equipos, la gestión de repuestos y la obsolescencia. Este resultado demuestra que estos procesos están ampliamente integrados en el funcionamiento de la central.

Los resultados muestran que, de las 83 fortalezas identificadas, 11 provienen de la normativa analizada aplicable a los factores de seguridad (6 de ellas de procesos analizados en el factor que superan las expectativas de la norma considerada), respondiendo el resto de fortalezas a procesos de la planta que se consideran sólidos y robustos de una manera medible durante el periodo.

De las 5 fortalezas aprobadas que derivan sólo del análisis de normativa, cuatro de ellas provienen de normas asignadas al FS 1 como factor principal, y la quinta del FS 2:

- *RPS-COF-FF-01-02. Generic Letter 2006-02. Se considera que la configuración del sistema eléctrico de CNC supone un refuerzo importante para la seguridad para hacer frente a una pérdida de energía eléctrica exterior y evitar los sucesos descritos en esta GL.*
- *RPS-COF-FF-01-03. Generic Letter 2008-01. CNC, además de cumplir con esta GL, ha implantado mejoras adicionales que recoge el documento NEI 09-10 (OCP-4404, 5079, 5287, cambios a ETFM, etc.)*
- *RPS-COF-FF-01-04. Generic Letter 96-05 y RIS 11-13. CNC mantiene una participación activa en el grupo sectorial (Foro Nuclear) y en grupos de usuarios de válvulas motorizadas, operadas por aire estando al día de las novedades de los programas regulatorios que afectan a las válvulas mencionadas*
- *RPS-COF-FF-01-05. RIS 01-15. CNC aplica la metodología del BWROG a los actuadores de las válvulas de corriente continua incluidas en las Generic Letter 89-10 y 96-05.*
- *RPS-COF-FF-02-01: Instrucción de Seguridad IS 32, sobre especificaciones técnicas de funcionamiento de centrales nucleares. Aunque el alcance de esta norma aplicaba a las ETFM, CNC consideró las incertidumbres de medida en parámetros más allá del alcance requerido por IS 32, revisando el MRO.*

Las 6 fortalezas propuestas tanto por el análisis del FS como por normativa son las siguientes (1 del FS 2, 1 del FS 4, 2 del FS 6 y 2 del FS 7):

- *RPS-COF-FF-02.5-02. Estructura documental e instalaciones adecuadas para las dedicaciones en planta y adaptación con la RG 1.164 rev. 0.*
- *RPS-COF-FF-04.1-05. Gestión del Envejecimiento de Cables conforme a la RG 1.218 rev. 0 y al proyecto ES 27 de las centrales españolas.*
- *RPS-COF-FF-06.1-01. Frecuencia y profundidad del mantenimiento y actualización de los APS mayores que las indicadas por la GS 1.15.*
- *RPS-COF-FF-06.1-02. Adaptación de los APS a los nuevos estándares, metodologías, herramientas y a las mejores prácticas internacionales (GS 1.15).*
- *RPS-COF-FF-07.0-07. Capacidad del subsistema sísmico de PCI por encima de lo requerido por la IS-30.*
- *RPS-COF-FF-07.0-08. Capacidad del PCI por encima de lo requerido por la IS30.*

Cabe señalar que para algunas de las fortalezas se han propuesto acciones con el objetivo de afianzarlas durante el periodo de operación siguiente. En concreto, se establecen 5 acciones para un total de cuatro fortalezas.

En cuanto a debilidades, si bien el titular utiliza únicamente el concepto de posibilidades de mejora (PDM), de acuerdo con el DB de la RPS Rev. 1, la guía SSG-25 y la GS 1.10, se consideran debilidades o posibilidades de mejora dentro del ámbito de la RPS:

- Las diferencias entre las prácticas existentes en la central con respecto a la normativa más actualizada o las mejores prácticas actuales de la industria, que supongan que las primeras no puedan considerarse equivalentes a las segundas, o
- Las desviaciones entre las prácticas existentes en la central con respecto a la documentación operativa o procedimientos existentes de la planta.

La posición del CSN en cuanto a la interpretación del concepto debilidad o posibilidad de mejora en el ámbito de la RPS y la GS 1.10, así como el tratamiento de las desviaciones con respecto a la base de licencia en la documentación de la RPS, han sido comunicadas a CNC mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/COF/19/05, de 5 de marzo de 2019.

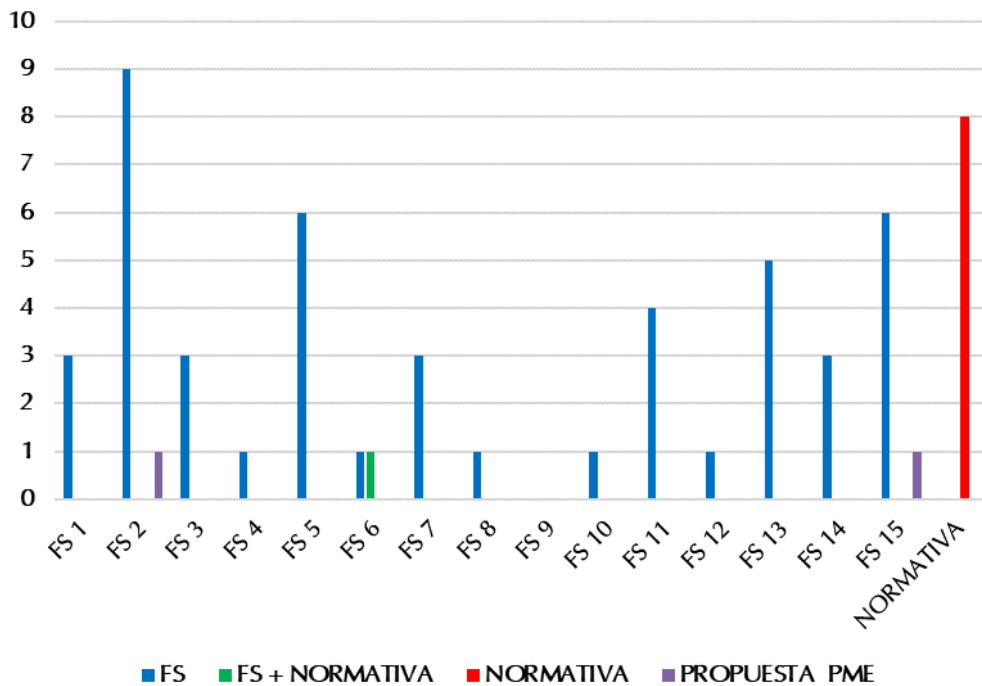
Cabe destacar, por una parte, que no se han identificado, en el ámbito de la RPS, desviaciones con respecto a las Bases de Licencia vigentes de la central, lo que hubiera requerido abordar su resolución, una vez identificadas, de modo "inmediato" y a través de los cauces previstos para ello. Sí se han detectado algunos errores e inconsistencias documentales que se han registrado en el GESPAC, que se resuelven en ese ámbito. Cabe señalar que el CSN ha emitido la ITC de referencia CSN/ITC/SG/COF/20/03, de 28 de julio de 2020, relativa al programa de calificación ambiental de equipos mecánicos, y la IT de referencia CSN/IT/DSN/COF/20/01, de 29 de julio de 2020, en relación con la desviación relativa el criterio 4 de la IS 27, tal y como se detalla en el apartado 3.4.3.1 de la presente propuesta de dictamen.

De los análisis realizados de los FS ha resultado un total de 65 PDM, que han sido tratadas por el PME, analizando las posibles interfases con otros factores y su categorización en función de su importancia para la seguridad.

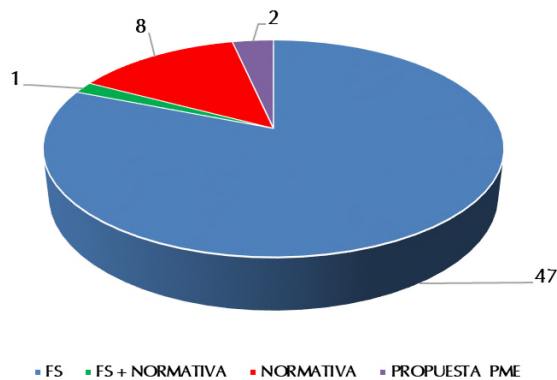
Con la información recibida, el PME ha identificado propuestas que, tras un proceso de cribado, han llevado a la anulación de algunas PDM y a la agrupación de otras, así como ha detectado algunos aspectos no recogidos en los análisis de los FS que ha llevado a la consideración de las dos PDM adicionales siguientes:

- PDM relacionada con el factor de seguridad 2, subfactor 2.5 "Gestión de repuestos, obsolescencia y dedicaciones", para incluir un programa de modernización de los reguladores de tensión de los Generadores Diésel Div. I y II,
- PDM relacionada con el factor de seguridad 15, subfactor 15.3 "Gestión de residuos radiactivos sólidos", para la instalación de un sistema de prensado en el taller caliente.

Finalmente, el PME ha consolidado un total de **58 PDM**. En la siguiente gráfica se representan las 58 PDM consolidadas, según su origen:



En la siguiente gráfica se representa el número de PDM consolidadas en función de su procedencia:



Cabe destacar que las 9 PDM presentadas relacionadas con la normativa (normas seleccionadas como buenas prácticas en el DB de la RPS Rev. 1) han sido aprobadas por el PME. De ellas, 8 han surgido directamente de los análisis de las normas y una última del análisis de los procesos del FS en relación con sus normas aplicables. Todas estas PDM proponen mejoras en la planta para adaptarse en la medida de lo posible a normativa que no es de obligado cumplimiento para CNC, en su mayoría revisiones recientes de guías reguladoras de la NRC orientadas a nuevos diseños de reactores, al objeto de intentar adaptar las prácticas de la central a los mejores estándares de la industria. Estas mejoras están enfocadas a ámbitos concretos aplicables a los factores de seguridad siguientes:

FS 1 "Diseño de la Central", en lo concerniente a: procesos de control de configuración de sistemas digitales (RG 1.152, 1.169, 1.170, 1.171, 1.172 y 1.173), actualización del proceso de

verificación y validación del software (RG 1.231), incorporación de la IEEE 765-2012 como base de licencia y revisión del PG 011 para incluir las aclaraciones de la RG 1.187 Rev. 1.

FS 4 "Envejecimiento", en lo concerniente a: posible aumento de márgenes derivado de la revisión del AEFT de Fatiga Ambiental con la aplicación del NUREG-CR/6909 Rev.1 (RG 1.207 Rev. 1).

FS 6 "Análisis Probabilista de Seguridad", en lo concerniente a: actualización de la metodología de análisis de incertidumbre en los APS (RG 1.200 Rev. 2).

FS 10 "Organización, sistema de gestión y cultura de seguridad", en lo concerniente a: refuerzo de barreras para prevenir la entrada de elementos fraudulentos (CFSI) en la cadena de suministro. (RIS 15-08) y adaptación a determinados aspectos de la GSR Part 2.

FS 12 "Factores Humanos", en lo concerniente a: aplicación sistemática de la RG 1.071 Rev. 1.

En cuanto a las PDM surgidas del análisis de los FS, de las PDM presentadas, tras la evaluación por el PME, 4 resultaron anuladas, 11 se agruparon finalmente en 5 y 1 se desdobló en 2.

Los FS con mayor número de oportunidades de mejora identificadas han sido:

FS 2 "Estado de ESC importantes para la seguridad", en su mayoría para anticiparse a los potenciales problemas de obsolescencia.

FS 5 "Análisis deterministas de seguridad", centradas en el subfactor *SFS 5.4 "Análisis de soporte de los POEs/GAS"*, orientadas a mejorar las estrategias y procedimientos de gestión de accidentes más allá de la base de diseño de la central.

FS 15 "Protección radiológica de los trabajadores y del público", para robustecer la gestión ALARA y mejorar la gestión de los residuos radiactivos principalmente.

En cuanto a la distribución resultante de las PDM según su importancia para la seguridad, de las asignaciones realizadas por el PME se obtiene lo siguiente:

0 PDM de importancia para la seguridad **ALTA**

7 PDM de importancia para la seguridad **MEDIA**

37 PDM de importancia para la seguridad **BAJA**

14 PDM de importancia para la seguridad **MUY BAJA**

Las 7 PDM de importancia **MEDIA** para la seguridad son relativas a los siguientes temas:

➤ **Programas de modernización:**

- **Cargadores de baterías Divisiones I y II. (FS 2)**
- **Protecciones electromecánicas de los Generadores Diésel. (FS 2)**
- **Reguladores de tensión de los Generadores Diésel Divisiones I y II. (PME)**
- **Monitores de radiación del sistema de tratamiento de gases (P38). (FS 14)**

➤ **Establecimiento de un programa de criterios anticipativos en la sustitución de tramos del sistema de agua de servicios esenciales (P40). (FS 4)**

- ***Nuevas conexiones entre el sistema de agua de servicios esenciales (P40) y el sistema de extracción de calor residual (E12) División I para modos alternativos de refrigeración de emergencia. (FS 5)***
- ***Disminución de la frecuencia de daño al núcleo mediante la modificación de las lógicas de inhibición de ATWS. (FS 6)***

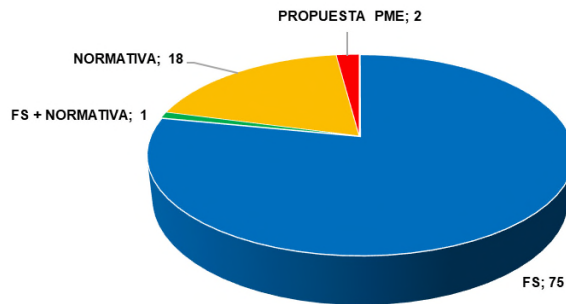
En cuanto a las 37 PDM de BAJA significación para la seguridad, se pueden agrupar en las siguientes temáticas, sin ser exhaustivos:

- Mejora de procesos: proceso de actualización y revisión del listado de equipos importantes para la seguridad, contratación de servicios, preparación de expediciones de bultos, refuerzo de barreras ante suministros fraudulentos, ampliación del alcance del Comité de Salud.
- Procedimientos: edición de los POE/GAS revisión 4, Procedimiento General sobre cualificación sísmica y ambiental de equipos, revisión de los PODS en conjunto con las Descripciones Mecánicas de Sistemas de Ingeniería.
- Refuerzo de la formación: preservar el programa de calificación sísmica y ambiental, difusión de las Bases de Licencia y nueva normativa.
- Modificaciones de diseño: mejoras en los colectores de descarga del sistema P40 a la balsa del UHS, instalación de conexión aspiración en UHS para grupo de bombeo portátil, mejora en la interconexión de P12 para el aporte de agua al depósito de almacenamiento de condensado con equipos portátiles, ampliación del sistema PCI en salas de los generadores diésel y en el perímetro del área vigilada.
- Procesos de modernización: transformadores de regulación, sistema de instrumentación nuclear, monitores de radiación de G17 y P41, pórtico de medida de vehículos.
- Mejoras en emergencias: mejoras en medios de activación de retenes y en equipamiento y medios de comunicación en el CAT.

Respecto a las Acciones, del total de acciones propuestas identificadas en los análisis de los factores de seguridad para dar respuesta a las PDM (si bien 5 de las acciones se proponen al objeto de consolidar 4 fortalezas) 20 de ellas han sido cribadas (anuladas/agrupadas) por el PME, quien a su vez a incluido 2 nuevas acciones, quedando finalmente un total de **96 acciones propuestas consolidadas**.

Las 5 acciones propuestas para reforzar fortalezas no se han priorizado por considerarse adecuado su tratamiento a través del GESPAC de la central como acciones de mejora, y por lo tanto no forman parte del Plan de Acción.

La siguiente gráfica muestra la distribución de las acciones propuestas consolidadas por el PME en función del origen de las mismas:



En cuanto a la distribución de estas 96 acciones según su prioridad, resultan tras la revisión del PME:

- 0** acciones de **prioridad 1**
- 10** acciones de **prioridad 2**
- 60 acciones de prioridad 3
- 26 acciones de prioridad 4

Como se puede observar, del total de 96 Acciones Propuestas a ninguna acción se le ha asignado una Prioridad 1 y 10 han resultado de Prioridad 2. Estas 10 acciones de Prioridad 2, listadas en la Tabla A-11 del Anexo 1 del Documento Final de la RPS, corresponden a las 7 PDM categorizadas por el PME con una importancia para la seguridad MEDIA, resultando:

- 7 están relacionadas con programas de modernización para anticiparse a problemas de obsolescencia. 6 de ellas, asociadas al FS 2, están relacionadas con el sistema de alimentación eléctrica interior de emergencia (baterías y generadores diésel) y una (FS 14) para la mejora de la vigilancia de las posibles emisiones radiológicas al exterior.
- 2 son modificaciones de diseño para robustecer la planta en la respuesta ante situaciones más allá de las bases de diseño mediante la conexión entre la división I de los sistemas de agua de servicios esencial y de evacuación del calor residual y la modificación de las lógicas de inhibición en ATWS (FS 5 y FS 6, respectivamente).
- 1 propone definir un conjunto de criterios anticipativos para la sustitución de tramos del sistema de agua de servicios esenciales, basado en los resultados del programa de medida de espesores de tuberías actualmente en curso (FS 4).

La mayor parte de las Acciones Propuestas, un total de 60 (un 63% del total), son de Prioridad 3. En este grupo se incluyen mejoras de procesos, acciones de formación, actualización de procedimientos y modificaciones de diseño no tan relevantes como las de Prioridad 2.

Por último, han resultado 26 Acciones Propuestas de Prioridad 4 (un 27% del total). Estas acciones, como ya se ha indicado, no pasan a formar parte del Plan de Acción sino que, por su relevancia menor desde el punto de vista de la seguridad, se considera adecuado su

tratamiento en el GESPAC de la central. Cabe destacar que la mayor parte de estas acciones están encaminadas a la mejora de procedimientos.

Analizando el conjunto de Acciones Propuestas de prioridad 2 y 3, que son las que conforman el Plan de Acción, 70 acciones en total, se distribuyen de la siguiente manera:

- ❖ **Materiales** (incluye modificaciones físicas en la instalación, adquisición de nuevos equipos o disponibilidad de repuestos): **29** acciones (23 son modificaciones de diseño/mejora de equipos y 6 son actuaciones para garantizar la disponibilidad de repuestos relevantes).
- ❖ **Documentales/administrativas: 36 acciones.**
- ❖ **Formativas: 5 acciones.**

El Plan de Implantación de las acciones del Plan (recogido en detalle en el Anexo 7 del Documento Final de la RPS) refleja la identificación de las acciones y la fecha comprometida para finalizar la ejecución de las mismas.

Adicionalmente a la prioridad establecida para cada acción, en esta planificación se han tenido en consideración: la planificación de recargas, la disponibilidad de los recursos necesarios para llevar a cabo cada acción en el plazo establecido (de manera que sea compatible la realización tanto del conjunto de acciones de mejora de la RPS, como del resto de actividades previstas no relacionadas con la RPS), la dependencia entre acciones (necesidad de ejecución en serie), y que una buena parte de las acciones de mejora propuestas están ligadas a la modernización o mejora de las capacidades de equipos de la planta, aun cuando se ha demostrado el buen funcionamiento y fiabilidad de los equipos actualmente instalados, para las que se contemplan plazos que permitan un análisis adecuado de las alternativas disponibles en el mercado, una correcta definición de los cambios de diseño y una implantación secuencial por divisiones, en los casos aplicables, dada la conveniencia, desde el punto de vista de la seguridad, de que la aproximación a este tipo de actuaciones sea gradual y ordenada.

El Plan de Implantación refleja, para cada año a partir de 2021 (año de renovación de la AE), el número de acciones del plan con plazo de finalización en dicho año:

23 acciones en 2021

23 acciones en 2022

12 acciones en 2023

10 acciones en 2024

1 acción en 2025

1 acción en 2027

A modo de resumen, el plan de implantación parte de la premisa de tener implantadas lo antes posible las acciones identificadas, de acuerdo con la prioridad y los aspectos indicados anteriormente. Con ello, la planificación contempla tener ejecutado el grueso del conjunto de acciones de mejora en el año 2023, año de recarga (R24). En los casos en los que se ha

considerado factible, estas acciones se han planificado para el año 2021, mismo año de renovación de la Autorización de Explotación, y para el año 2022. Con posterioridad al año 2023 el volumen de acciones de mejora planificado es reducido. En concreto, en los años 2025 y 2027 se ha fijado el plazo de finalización de únicamente dos acciones, que corresponden a la modernización de protecciones electromecánicas de los generadores diésel división II y I. respectivamente. La justificación de esta planificación reside en que se trata de un proyecto de modernización que afecta a las tres divisiones y ha de implementarse en periodos de recarga, resultando conveniente desde el punto de vista de la seguridad, llevar a cabo una implantación secuencial por divisiones que sea gradual y ordenada. No obstante, y como se verá en el apartado de Evaluación, a raíz de los comentarios de la evaluación del CSN, CNC ha decidido replanificar la fecha de implantación de esta última acción pasando de 2027 a 2025, y así lo ha asumido en su compromiso RPS-COF-C-02-12-Z, recogido en el Informe de Compromisos remitido por el titular.

Como conclusión final, CNC indica que, “tras la Evaluación Global de la RPS realizada, se considera que el nivel de seguridad de la central nuclear para una operación fiable y segura es el adecuado de cara a afrontar el próximo período de operación. Este nivel de seguridad se verá incrementado una vez se implanten las acciones programadas en el Plan de acción que han resultado del análisis de los 15 FS que representan las distintas áreas clave”.

2.2.2. Revisión del estudio probabilista de seguridad.

Los estudios de APS remitidos a la administración, como documentación complementaria a la solicitud de renovación de la AE, son los siguientes:

Estudio	Edición	Fecha
APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1	7	Agosto 2016
APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 2	1	Diciembre 2017
APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1	3	Agosto 2017
APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 2	0	Octubre 2014
APS de las Piscinas de Combustible Gastado	0	Diciembre 2015
APS de Incendios a Potencia de Nivel 1	1	Abril 2019
APS de Incendios en Otros Modos de Nivel 1	0	Sept. 2016
APS de Incendios a Potencia de Nivel 2	0	Sept. 2016
APS de Inundaciones Internas a Potencia de Nivel 1	8	Febrero 2020
APS de Inundaciones Internas a Potencia de Nivel 2	1	Octubre 2015
APS/IPE Análisis de Márgenes Sísmicos	5	Diciembre 2016
IPEEE de Otros Sucesos Externos	5	Diciembre 2019

2.2.3 Análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.

Como se indica en apartado 1.3 “Documentos aportados por el solicitante” de esta PDT, la solicitud de renovación de la AE de la central nuclear Cofrentes recoge el análisis del factor de

seguridad 4 “Envejecimiento”, dentro de la Revisión Periódica de Seguridad, y el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).

El CSN, con el objeto de complementar la información aportada en la documentación preceptiva sobre gestión del envejecimiento asociado a una solicitud de renovación de la Autorización de Explotación, en cuanto al conocimiento del estado de las ESC, y teniendo en cuenta que en el próximo periodo de explotación de CN Cofrentes se traspasa la frontera temporal de los 40 años de funcionamiento, solicitó al titular en mayo de 2020, mediante carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/15, un análisis específico del estado de envejecimiento de los componentes y de la integridad de las estructuras de los sistemas de seguridad y sus previsiones para el próximo periodo de explotación. Este análisis tiene por objeto disponer de una valoración global del estado de estructuras y sistemas de la central, incluyendo tanto los componentes pasivos como los activos, y estructurada por sistemas.

En respuesta a la citada carta, el titular, mediante carta de referencia *2099983301227*, remitió al CSN con fecha 25/05/20 el ejemplo requerido de aplicación concreta del análisis de envejecimiento para un sistema, recogido en el documento adjunto RPS-2020-E12 “Ficha de estado de las ESC del sistema de evacuación del calor residual (RHR)”. El CSN mostró su conformidad con el ejemplo de análisis realizado mediante un correo electrónico al titular, indicando la importancia de incluir en el análisis de cada sistema la información más significativa sobre los diferentes programas aplicados de mantenimiento y vigilancia que permita valorar el alcance de los mismos, los resultados así como sus acciones derivadas. Otro aspecto que se resaltó fue el de aportar la información sobre las condiciones anómalas y su estado, incidentes o modificaciones o alteraciones temporales.

Finalmente, fue recibido en el CSN, con fecha 30 de junio de 2020, el informe K96G-5A742 “Informe integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad de C.N.Cofrentes”, Rev. 0, junio 2020, enviado por el titular mediante carta de referencia *2099983301535*, “CN Cofrentes. Respuesta a la petición de información adicional en relación con un análisis específico de envejecimiento”.

El alcance del informe K96G-5A742 incluye todos los sistemas que realizan funciones relacionadas con la seguridad y todas las estructuras de seguridad de CN Cofrentes. El informe contiene dos anexos: el anexo I recoge las fichas de los análisis del estado de envejecimiento de los sistemas con funciones relacionadas con la seguridad (46 fichas, algunas abarcan el análisis de varios sistemas), y el anexo II las fichas correspondientes a los edificios analizados (6 fichas). Entre las fichas de sistemas, se incluye una ficha en la que se analizan una serie de sistemas no relacionados con la seguridad, pero que disponen de componentes relacionados con la seguridad para mantener la función de aislamiento de la contención.

El informe de análisis de la RPS del FS 4 sobre envejecimiento evalúa los programas de gestión de envejecimiento establecidos dentro del Plan de Gestión de Vida (PGV) de la central en cumplimiento con la Instrucción IS 22 del CSN. De acuerdo a los criterios establecidos en la IS 22, las actividades de los programas de gestión de envejecimiento dentro del PGV aplican a ESC que son pasivos o de vida larga, no sujetos a programas de sustitución. Complementariamente al PGV existen otros procesos en planta que se encargan de la gestión

de envejecimiento de ESC activos o sustituibles. Estos otros procesos son los siguientes, que se evalúan en el informe de análisis de la RPS del FS 2, sobre el estado de los ESC importantes para la seguridad:

- Programa de Mantenimiento Preventivo, analizado en la RPS en el FS 2, subfactor 2.1.
- Regla de Mantenimiento, analizado en la RPS dentro del FS 2, subfactor 2.1.
- Mantenimiento de la Calificación de Equipos, analizado en la RPS dentro del FS 3.
- Inspección en Servicio, analizado en la RPS dentro del FS 2, subfactor 2.2.
- Fiabilidad de Equipos, analizado en la RPS dentro del FS 2, subfactor 2.4.
- Gestión de la Obsolescencia, analizado en la RPS dentro del FS 2, subfactor 2.5.

Partiendo de la información anterior, el análisis del titular del estado de los sistemas considerados se ha realizado a través de unas fichas en las cuales se cubren los siguientes apartados para cada uno de los sistemas:

1. *Descripción del sistema.* Se introduce una breve descripción del sistema y de sus funciones principales, junto con un diagrama simplificado del mismo y el tipo de ESCs que forman parte del sistema.
2. *Descripción de programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento.* Se incluye una descripción de los procesos y prácticas existentes en CN Cofrentes que permiten identificar, vigilar y evaluar el estado del sistema, incluyendo posibles mecanismos de degradación por envejecimiento. Los programas y actividades incluidos son:
 - Programas de Gestión de Envejecimiento dentro del Plan de Gestión de Vida de la central.
 - Programa de Mantenimiento Preventivo.
 - Regla de mantenimiento.
 - Mantenimiento de la Calificación de Equipos.
 - Inspección en Servicio (ISI).
 - Fiabilidad de Equipos.
 - Gestión de la Obsolescencia.
 - Otros programas, como los de diagnóstico de válvulas neumáticas y/o motorizadas, así como proyectos relevantes dentro de los planes de gestión de activos de la central.
3. *Resultados de los programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento.* Se resumen los resultados de las actividades y programas mencionados en el punto anterior.
4. *Acciones de mejora previstas.* Se indican las actuaciones de mejora significativas, que están actualmente en curso o planificadas, relacionadas con los programas incluidos en los puntos anteriores.

5. *Conclusiones.* Evaluación general del estado del sistema en base a las actividades de seguimiento del estado del sistema y del análisis de los resultados de dichas actividades.

En el caso de las estructuras, el análisis del estado de los edificios con componentes relacionados con la seguridad se ha realizado a través de unas fichas en las que se cubren los siguientes apartados para cada uno de ellos:

1. *Descripción del sistema.* Se introduce una breve descripción de las estructuras del edificio, junto con un diagrama simplificado del mismo y el tipo de ESCs que forman parte del edificio.
2. *Descripción de programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento.* Se incluye una descripción de los procesos y prácticas existentes en CN Cofrentes que permiten identificar, vigilar y evaluar el estado del edificio, incluyendo posibles mecanismos de degradación por envejecimiento de sus estructuras. Los programas y actividades incluidos son:
 - Programas de Gestión de Envejecimiento dentro del Plan de Gestión de Vida de la central.
 - Regla de mantenimiento.
 - Mantenimiento de la Calificación de Equipos (si aplica).
 - Inspección en Servicio (si aplica).
 - Otros programas, si aplica, proyectos relevantes dentro de los planes de gestión de activos de la central.
3. *Resultados de los programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento.* Se resumen los resultados de las actividades y programas mencionados en el punto anterior.
4. *Acciones de mejora previstas.* Se indican las actuaciones de mejora significativas, que están actualmente en curso o planificadas, relacionadas con los programas incluidos en los puntos anteriores.
5. *Conclusiones.* Evaluación general del estado del edificio en base a las actividades de seguimiento del estado de sus estructuras y del análisis de los resultados de dichas actividades.

Del análisis realizado, el titular concluye en su informe que CN Cofrentes tiene establecidos programas adecuados de seguimiento del estado y comportamiento de los ESC relacionados con la seguridad y otros ESC no relacionados con la seguridad cuyo seguimiento viene determinado por los criterios de alcance de cada uno de los programas. Estos programas aseguran una adecuada identificación, vigilancia y evaluación de problemas de envejecimiento y obsolescencia que pudieran tener un impacto en la seguridad de la planta, asegurando a su vez la fiabilidad y disponibilidad de las funciones de seguridad requeridas en las bases de licencia a lo largo del periodo de explotación de la instalación.

Resalta el titular que el informe integral realizado, pormenorizando el detalle para cada sistema y estructura de seguridad, refrenda las conclusiones derivadas del análisis de la Revisión Periódica de Seguridad llevada a cabo.

2.2.4 *Análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.*

Este análisis se contiene en el factor de seguridad 8 "Experiencia Operativa Interna" de la Revisión Periódica de Seguridad.

2.2.5 *Documentación asociada a la operación a largo plazo (OLP)*

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

El objeto del PIEGE de la central nuclear Cofrentes, de acuerdo con los requisitos establecidos por la Instrucción del Consejo IS 22, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares, es describir y sintetizar el conjunto de estudios de gestión del envejecimiento que permiten garantizar, de forma razonable, la funcionalidad de los elementos importantes para la seguridad que forman parte de su alcance, considerando el periodo de Operación a Largo Plazo (OLP).

El PIEGE de CN Cofrentes se describe en el documento "Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento de la C.N. Cofrentes", de ref. B90-5C208, revisión 1, de marzo de 2020.

El desarrollo del PIEGE de la central nuclear Cofrentes considera como referencia principal la Instrucción del Consejo IS 22 Rev.1 y las guías establecidas en el NUREG-1800 Rev. 2 "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants" (2010) y el NUREG 1801 Rev. 2 "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report" (2010) de la USNRC, junto con diversos LR-ISG (License Renewal – Interim Staff Guideline) aprobados por la NRC hasta diciembre de 2017 y que se consideran aplicables al diseño de CN Cofrentes.

El documento del PIEGE se organiza en cuatro capítulos y cuatro appendices:

- Capítulo 1. *Información general.* Se describen el objeto del PIEGE, las principales características de la central y la organización y gestión empleadas para el desarrollo del PIEGE.
- Capítulo 2. *Alcance y Selección – Metodología y Resultados.* En este capítulo se describe y justifica la metodología utilizada para identificar las estructuras, sistemas y componentes (ESC) que deben someterse a Revisión de la Gestión del Envejecimiento. Se dan además los resultados obtenidos de la aplicación de esta metodología a las ESC, estructurando la información en estructuras, sistemas mecánicos y sistemas eléctricos y de instrumentación y control.

Están dentro del alcance del PIEGE aquellas estructuras, sistemas y componentes que satisfacen uno o más de los siguientes criterios, según la IS-22:

1. Los elementos relacionados con la seguridad que deben seguir funcionando durante y después de cualquier suceso base de diseño que pudiera producirse, para garantizar las siguientes funciones:
 - La integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor.
 - La capacidad de parar el reactor y mantenerlo en condiciones de parada segura.
 - La capacidad de prevenir o mitigar las consecuencias de los accidentes, de modo que las exposiciones radiactivas fuera del emplazamiento se mantengan por debajo de los límites establecidos.
 2. Los elementos no relacionados con la seguridad cuyo fallo puede impedir el cumplimiento satisfactorio de cualquiera de las funciones identificadas en el punto anterior.
 3. Los elementos a los que se da crédito en los análisis de seguridad de la instalación para cumplir con los requisitos de protección contra incendios, calificación ambiental, choque térmico a presión, transitorios previstos sin parada automática del reactor y pérdida total de corriente eléctrica alterna.
- Capítulo 3. *Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE)*. Recoge los resultados de la demostración de que los efectos de envejecimiento que pueden afectar a las ESC son adecuadamente tratados, de forma que sus funciones propias se mantendrán de manera consistente con las bases de licencia actuales de la central durante el periodo de operación a largo plazo. Los resultados de la RGE se agrupan en seis subsecciones, que corresponden a:
 - vasija del reactor, sus internos y sistema de refrigeración del reactor
 - sistemas de salvaguardias tecnológicas
 - sistemas auxiliares
 - sistema de vapor y conversión de energía
 - contención, estructuras y soportes de componentes
 - sistemas eléctricos y de instrumentación y control
 - Capítulo 4. *Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT)*. En primer lugar se muestra la metodología empleada para la identificación de esta clase de análisis, así como la lista de AEFT finalmente encontrados. A continuación, se resume la evaluación de cada uno de ellos, con la demostración de que, o bien el análisis permanece válido para el periodo de vida extendida, o bien el análisis ha sido prolongado hasta el final de la operación a largo plazo, o bien el efecto de envejecimiento será tratado a través de un programa de gestión del envejecimiento.

Los AEFT identificados, aplicables a los sistemas del grupo de sistema de refrigeración del reactor, han sido los siguientes:

- fragilización neutrónica de la vasija del reactor
- fatiga de la vasija del reactor
- fatiga de internos del reactor

- fatiga de tuberías y componentes Clase 1
- fatiga de tuberías y componentes no Clase 1
- efecto ambiental en el cálculo del factor de uso acumulado
- rotura postulada de línea de alta energía basándose en los ciclos de fatiga térmica
- Apéndice A. Recoge el suplemento al Estudio de Seguridad de la central que se deriva del trabajo realizado. El suplemento da una descripción resumida de los PGE que serán utilizados para la gestión de los efectos del envejecimiento y un resumen de los AEFT.
- Apéndice B. Lista y describe los PGE, así como la comparativa de estos con los programas de referencia establecidos en el capítulo XI del NUREG 1801 Rev.2 (informe GALL).
- Apéndice C. Proyecto BWRVIP (“Boiling Water Reactor Vessel and Internals Project”). Analiza las acciones requeridas en el informe BWRVIP-74-A relacionadas con la operación a largo plazo.
- Apéndice D. Cambios en las Especificaciones Técnicas Mejoradas (ETFM) de CN Cofrentes. En este apéndice se incluyen los cambios en las ETFM para la gestión de efectos de envejecimiento durante el periodo de operación a largo plazo.

Como resumen y conclusión del proceso, el titular indica que los componentes de los sistemas en el grupo de sistemas de refrigeración del reactor que están sujetos a revisión de la gestión del envejecimiento han sido identificados de acuerdo con los criterios que se dan en la sección de criterios de alcance, y se han identificado los programas acreditados para la gestión de los efectos del envejecimiento asociados a estos componentes.

En el Apéndice B del documento del PIEGE se han recogido la descripción de los programas de gestión del envejecimiento, junto con la justificación de que los efectos de envejecimiento identificados serán adecuadamente gestionados durante el periodo de operación a largo plazo.

Por tanto, en base a las justificaciones incluidas en el citado Apéndice, el titular concluye que los efectos del envejecimiento asociados a los componentes del sistema de refrigeración del reactor serán adecuadamente gestionados, de forma que se tiene la seguridad razonable de que sus funciones propias serán mantenidas consistentes con las Bases de Licencia actuales durante el periodo de operación a largo plazo.

2.2.5.2 Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo.

En el Apéndice A del documento del PIEGE se recoge una propuesta de suplemento del ES, cuyo objeto es describir los Programas de Gestión del Envejecimiento, tanto aquellos con programa de referencia en el NUREG-1801 como programas específicos de planta, así como el resumen y conclusiones de los Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo.

2.2.5.3 Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.

En el Apéndice D del documento del PIEGE se indican las modificaciones a introducir en las ETFM de la central necesarias para la operación a largo plazo.

El artículo 6.2.1 de la Instrucción del Consejo IS 22 señala que cualquier solicitud de renovación de la AE debe incluir los cambios en especificaciones técnicas de funcionamiento o adiciones que sean necesarias para gestionar los efectos de envejecimiento durante el periodo de operación a largo plazo. El análisis de la información incluida en el informe del PIEGE y de las ETFM actuales de CN Cofrentes muestra que se requieren cambios en las ETFM, ya que se deberán incluir en las mismas, antes del inicio de operación a largo plazo, las nuevas curvas P-T calculadas en el informe B90-5C279 "AEFTs de irradiación de la C.N. Cofrentes: Curvas límite presión-temperatura (36.25, 45.50 y 55.00 EFPY)".

De acuerdo a lo requerido por las ETFM, éste documento incluye los límites de presión y temperatura para la vasija del reactor considerando: la prueba de presión y prueba de fugas (Curva A); la operación normal-núcleo no crítico (Curva B); y la operación normal-núcleo crítico (Curva C). Las Figuras D-1 y D-2 incluidas en la propuesta de revisión muestran respectivamente la representación gráfica de cada curva (A, B, C) y las tablas de valores asociadas a cada de ellas, para una vida de servicio de 45.50 EFPY (50 años), que serían las curvas y tablas que se incluirían en las ETFM, en sustitución de la figura 3.4.11-1 y tabla 3.4.11-1, para el período de 2021 a 2031, hasta la siguiente RPS.

2.2.5.4 Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo.

En respuesta a la carta del CSN de ref. CSN/PIA/CNCOF/COF/2003/11, CNC presentó, junto con la solicitud de renovación de la AE, un plan de actuación en relación con el Estudio de Impacto Radiológico, en base al cual el titular ha remitido al CSN, con fecha 24/07/20, la revisión 1 del documento SPR 2018-002 "Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo" (en adelante EIR). Esta revisión 1 actualiza la revisión 0 del EIR en los siguientes aspectos:

- Se amplía el período considerado para valorar el impacto al público de la OLP, actualizando el término fuente con la información disponible de los años 2017, 2018 y 2019.
- Se incluye el término fuente liberado teniendo en cuenta las emisiones del sistema P38 (emisión a nivel del suelo), así como los factores de dispersión y deposición asociados.
- Se aclara y/o amplía la información facilitada en el informe en relación a diversos aspectos.

El objeto del EIR es estimar el impacto radiológico asociado a la operación en condiciones normales de la central nuclear Cofrentes durante los años futuros. Este estudio está asociado a la operación a largo plazo, y se realiza de acuerdo con los criterios definidos en el Plan Integral de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).

El análisis de impacto radiológico se basa en la realización de evaluaciones radiológicas por el vertido de efluentes líquidos y gaseosos al exterior que en condiciones de normal funcionamiento pueden ser liberados al área no restringida de la central. Dichas evaluaciones de dosis se llevan a cabo mediante cálculos radiológicos de la dosis efectiva y de la dosis equivalente a la piel para los distintos periodos OLP considerados, tanto para el miembro del público más expuesto como para el conjunto de la población presente en un radio de hasta 30 km desde la central.

Los datos requeridos para la realización de los cálculos radiológicos se pueden diferenciar en:

- Los parámetros de cálculo asociados a la operación de CN Cofrentes, tales como las características de la emisión de los efluentes radiactivos al exterior y vías de liberación al exterior.
- Los parámetros de cálculo asociados a las vías de exposición, tales como factores de dispersión y deposición, factores de bioacumulación y transferencia, hábitos y consumo del individuo crítico y su población, censo de población, productividad agrícola y ganadera, etc.

En ambos casos, se analizan los aspectos de la central o del entorno que son susceptibles de cambiar en el periodo analizado frente a los que previsiblemente no van a cambiar.

A lo largo de los capítulos del EIR se revisa toda la información relacionada con el cálculo de dosis asociado al impacto radiológico de la operación de CN Cofrentes para los distintos periodos de OLP considerados. El EIR se desarrolla en el marco del siguiente alcance:

- Un radio de 30 km alrededor de la central. El área de 30 km se subdivide en 16 sectores según direcciones del viento y 10 circunferencias con radios concéntricos desde el reactor de 1, 2, 3, 4, 5, 7,5, 10, 15, 20 y 30 km, resultando en total 160 subregiones o trapecios.
- Una proyección de parámetros de cálculo y de las evaluaciones radiológicas para tres distintos hipotéticos periodos de OLP: 2025, 2035 y 2045. Asimismo se determina la dosis colectiva al público para el año de referencia 2016, año que se estableció en la revisión 0 como fecha de corte, puesto que el informe se comenzó a elaborar a mediados de 2017 para entregarlo al CSN en marzo de 2018.

Se han considerado los periodos 2025, 2035 y 2045 puesto que se corresponden con los 40, 50 y 60 años respectivamente desde el comienzo de la explotación comercial (marzo de 1985), tras el periodo de pruebas. Estos periodos son coherentes con los evaluados en el PIEGE de CN Cofrentes.

A continuación se describe el contenido de cada uno de los capítulos en los que se divide el EIR, se identifican las fuentes de información utilizadas y se refleja la metodología empleada:

- Los aspectos no afectados por cambios que pueden influir en el impacto radiológico se describen de forma resumida en el apartado 4.1 del EIR, haciendo referencia, en su caso, a los Documentos Oficiales de Explotación de la central en los que se encuentra la información más detallada.

- Los aspectos afectados por cambios que pueden influir en el impacto radiológico se describen de forma resumida en el apartado 4.2 del EIR, y se desarrollan con más detalle en los capítulos 5 y 6.
- En el capítulo 5 se describen de forma más extensa los parámetros relativos al emplazamiento que sirven de base para el cálculo de dosis, así como el método empleado para obtener dichos datos a través de consultas realizadas a las diversas instituciones sobre la población y las producciones agropecuarias de la región, y a través del seguimiento de los datos meteorológicos registrados en la central nuclear.
- El capítulo 6 contiene los datos históricos de vertidos por la operación normal de la planta, la estimación de las descargas líquidas y gaseosas para los próximos años, la descripción del método de cálculo de dosis al individuo crítico y a la población, y la presentación de los resultados de dosis obtenidos.
- En el capítulo 7 se presentan las conclusiones finales del EIR en lo referente a la dosis prevista al individuo crítico y al conjunto de la población que resultará de la OLP.
- Las tablas con los datos históricos demográficos o relativos al uso de la tierra, o elaborados a partir de ellos, se presentan en el ANEXO 1; las figuras relativas a las características del emplazamiento se incluyen en el ANEXO 2; el término fuente liberado al exterior en el periodo de análisis y factores meteorológicos utilizados para el cálculo de dosis se presentan en el ANEXO 3.

El cálculo de las dosis al individuo crítico presentadas en la revisión 1 de este documento ha seguido la metodología recogida en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE). Las dosis al individuo más expuesto de la población debido a los efluentes líquidos y gaseosos se han incrementado de forma muy significativa a partir de la entrada en vigor de la Rev. 30 del MCDE, debido a los importantes conservadurismos adicionales introducidos en dicha revisión respecto de la edición anterior de dicho documento.

Las estimaciones de dosis efectiva y de dosis equivalente a la piel realizadas para el individuo más expuesto de la población confirman que dichos valores, para todos los periodos OLP analizados, se mantendrán por debajo de los límites y restricciones operacionales establecidos en las ETFM y en el MCDE y suponen la cota superior de las dosis que cualquier individuo de la población podría recibir.

Se ha determinado, asimismo, la dosis colectiva a la población para todos los periodos OLP considerados. En este caso, a diferencia de los cálculos al individuo crítico, no existen limitaciones de dosis.

En el estudio se ha comparado la evolución de la dosis colectiva durante los distintos periodos OLP en relación al año de referencia 2016. De los valores obtenidos se concluye que la dosis colectiva es prácticamente lineal con el incremento de la población, y que por tanto la dosis por vertido de efluentes líquidos y gaseosos al individuo medio de la población en el entorno de 30 km de la central se mantiene prácticamente inalterable a lo largo de los años, aproximadamente igual a $0,2 \mu\text{Sv/a}$.

El titular, en base al análisis realizado, concluye que los resultados de la presente revisión no modifican las conclusiones recogidas en la edición inicial del estudio, incluyéndose en el contenido del estudio las modificaciones oportunas para dar cumplimiento a la petición de información solicitada por el CSN en carta de ref. CSN/PIA/CNCOF/COF/2003/11.

2.2.5.5 Propuesta de revisión del Plan de gestión de residuos radiactivos correspondiente a la operación a largo plazo.

El Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRYCG) tiene por objetivo recoger los criterios y métodos que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos que se generan en las instalaciones sea segura y optimizada, considerando los avances de la normativa y de la tecnología, y teniendo en cuenta:

- La situación existente en la instalación, en cuanto a generación, gestión y, en su caso, evacuación de los residuos de la instalación.
- La situación existente en materia de generación y gestión de combustible gastado en la instalación.
- La identificación de los orígenes de los residuos.
- El estudio, selección, justificación e implantación de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las posibles mejoras en los mismos.
- La clasificación de la instalación en zonas de generación de residuos.
- La justificación de la idoneidad de la gestión que se realice o la conveniencia de implantar mejoras.
- El análisis de la experiencia e identificación de posibles mejoras de gestión.
- La planificación de la implantación de las mejoras identificadas.

El PGRRYCG es el documento de referencia para la gestión de los residuos generados en las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible, tanto en explotación como en fase de desmantelamiento y clausura. El contenido del PGRRYCG se basa en estudios soporte que contienen la información necesaria (relativa a los puntos antes mencionados) para permitir un análisis de la gestión de los residuos radiactivos en la instalación, de acuerdo con los objetivos establecidos en Guía de Seguridad 9.3 del CSN, "Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares".

El PGRRYCG es de aplicación a la gestión de los residuos radiactivos cualquiera que sea su nivel de radiactividad, así como a los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados.

En la documentación asociada a la solicitud de renovación de la AE de CNC, el titular adjuntó la revisión 10 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado de la central, vigente en ese momento. Posteriormente, en cumplimiento con la carta del CSN de referencia CSN/PIA/ CNCOF/COF/2001/10, en la cual se indicaba que *el titular presentará para su aprobación, en el plazo de 2 meses tras la solicitud, una propuesta de cambio al PGRRYCG*, el

titular remitió al CSN para apreciación favorable, con fecha 25 de mayo de 2020, la propuesta de cambio al PGRRYCG Rev. 10 de referencia PC-01/20 “Modificaciones relativas a la operación a largo plazo de acuerdo a lo solicitado por el CSN en la carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10”, revisión 0. Con fecha 3 de diciembre de 2020, CNC remitió al CSN, nº de registro de entrada 47072, la revisión 1 de esta propuesta de cambio, dando resolución a los comentarios recibidos de la evaluación del CSN a la revisión 0.

La revisión 1 de la PC-01/20 se realiza en respuesta a las cuestiones transmitidas por el CSN:

- Sobre aspectos de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, comunicados mediante carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25 y tratados en reuniones posteriores.
- Sobre aspectos de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad, como consecuencia de sus comentarios del CSN a la revisión 0 de la PC-01/20, en el marco de su evaluación de la documentación asociada a la renovación de la AE.

La revisión 1 de la propuesta de revisión del PGRRYCG se trata de una actualización documental de la revisión 0, que no tiene impacto en la seguridad nuclear, abarcando los siguientes aspectos:

En la revisión 1 se propone la incorporación de un texto explicativo en el apartado 2 de la PC-01/20. El texto propuesto en este apartado en la revisión 0 proporciona, fundamentalmente, la actualización de la previsión de generación de elementos combustibles en el periodo para el que se solicita la operación a largo plazo, la justificación de que la capacidad de almacenamiento (en piscinas y en el ATI) permite cubrir las necesidades de almacenamiento de combustible gastado y residuos especiales en el periodo para el que se solicita la operación a largo plazo, la actualización del inventario de combustible gastado y residuos especiales a fecha 31/12/19, la actualización de la situación del Almacén Temporal Individualizado en cuanto a su situación administrativa y capacidad, la actualización del inventario de residuos radiactivos almacenados a fecha 31/12/19 y la previsión de generación de dichos residuos en el periodo para el cual se solicita la operación a largo plazo y la incorporación de la referencia del documento “Plan de minimización de Residuos de C.N. Cofrentes”.

Con el texto propuesto con la revisión 1 de la PC-01/20 se incorpora al texto explicativo, fundamentalmente, la información correspondiente a las 10 varillas dañadas almacenadas; se indica el número de posiciones disponibles en las piscinas de combustible (en vez de posiciones libres); para los detectores LPRM se indica que algunos de los tubos secos de instrumentación son segmentados con el detector y cable dentro del mismo; se indica que los tubos secos de instrumentación almacenados provienen de las recargas R13, R21 y R22; se indica que los tubos secos se encuentran segmentados y que existe la posibilidad de que los segmentos de tubos secos incluyan además los detectores de LPRM; se indica la revisión en la que se encuentran los estudios soporte en los que se basa la propuesta del PGRRYCG; se completa la información de cantidad generada en 2019, cantidad almacenada a 31/12/19 y previsión de generación de residuos del tipo aceites y similares, fuentes radiactivas encapsuladas fuera de uso para su baja como residuo radiactivo y tierras contaminadas y obra civil en la instalación; se incluye información relacionada con la vía de gestión correspondiente

a la fundición de grandes piezas y equipos metálicos que cumplan los criterios de aceptación de un gestor autorizado (tratamiento, resultados obtenidos, requisitos, contratos firmados con gestores externos, etc.), incluyendo además una ficha de material específica para sólidos heterogéneos no compactables del tipo grandes piezas y equipos metálicos; se indica que, aunque en el pasado y con carácter puntual se envió al centro de almacenamiento de El Cabril aceite no desclasificado para ser sometido a un proceso de incineración, los aceites impactados son sometidos al proceso de purificación tras el cual debe verificarse que las concentraciones de actividad isotópica por unidad de masa (Bq/g) presentes en el aceite usado, satisfacen la expresión: $\Sigma(Ci/Ndi) \leq 1$, y que los aceites desclasificados son entregados posteriormente a un gestor autorizado para su gestión como residuo peligroso convencional; se indica el área/áreas responsables del mantenimiento de los sistemas de residuos radiactivos, del control de los inventarios y de los almacenes de residuos, del control del proceso de desclasificación, de la clasificación en zonas de residuos y los controles sobre los movimientos de materiales residuales entre distintas zonas de la central (ZRR – ZRC) y del control de la clasificación de materiales impactados – no impactados.

Por otra parte, en relación con la corriente de aceites y similares, con el fin de minimizar dicha corriente de residuos, existe un proyecto de desclasificación y condicionado según la Resolución de la DGPEM por la que se autoriza la desclasificación y gestión de aceites usados con muy bajo contenido en actividad, procedentes de CN Cofrentes, de fecha 7 de junio de 2000 y posterior modificación según Resolución de 25 de marzo de 2010.

Los posibles rechazos del proceso de desclasificación de aceites son desecados y se tratan mediante su fijación y secado en absorbentes, acondicionándose bajo la categoría de lodos secos.

En cuanto a la categoría de residuos “disolventes y similares”, se elimina de la nueva propuesta de revisión del PGRRYCG, debido a que la generación de este tipo de residuos, en Zona Controlada, no constituye por sí misma una categoría de residuos.

La modalidad de gestión realizada de los posibles restos de disolventes y similares, como agentes de limpieza, es la reutilización en trabajos en Zona Controlada, siempre que sea posible, por su nivel de actividad y características químicas. En el caso de que no se puedan reutilizar, los posibles rechazos y restos de disolventes y agentes de limpieza serán desecados por algún procedimiento adecuado, como por ejemplo mediante su fijación en absorbentes, y serán finalmente acondicionados bajo la categoría de lodos secos y desecados, tal y como establece el Documento Descriptivo de Bulto correspondiente.

Posteriormente, y en respuesta a lo indicado al respecto por la evaluación del CSN, el titular ha procedido a la tramitación de la citada propuesta de cambio PC-01/20 rev.1 al PGRRYCG vía autorización ministerial, recibándose en el Consejo de Seguridad Nuclear, con fecha 19 de enero de 2021 y número de registro de entrada 40287, procedente de la DGPEM del Miterd, la petición de informe preceptivo sobre la aprobación de la misma. Esta solicitud sustituye y anula la solicitud de apreciación favorable presentada al CSN de la PC-01/20 Rev. 1.

3. EVALUACIÓN

3.1 Referencia y título de los informes de evaluación

- CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1302 “Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes. Evaluación del factor de seguridad 6: Análisis Probabilista de Seguridad”.
- CSN/IEV/AAPS/COF/2004/1260 “Informe de evaluación del APS en otros modos de operación de nivel 2 de CN Cofrentes”.
- CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1306 “Informe de evaluación del factor de seguridad 7: Análisis de riesgos, en el ámbito de inundaciones internas, de la Revisión Periódica de Seguridad”.
- CSN/IEV/AAPS/COF/2010/1301 “Evaluación de los factores de seguridad 1 y 7 de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes en los aspectos de protección contra incendios”.
- CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes en lo referente al impacto radiológico al público”.
- CSN/IEV/AEIR/COF/2010/1283 “Estudio de Impacto Radiológico de CN Cofrentes (Rev. 1) asociado a la operación a largo plazo. Evaluación de los aspectos relativos al tratamiento, vigilancia y control de los efluentes e impacto al público”.
- CSN/IEV/AEON/COF/2011/1313 “Informe de evaluación de los factores de seguridad FS 8 “Experiencia operativa interna” y FS 9 “Experiencia operativa externa” de la Revisión Periódica de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes”.
- CSN/IEV/APRT/COF/2010/1298 “Informe de evaluación del FS 15 de la Revisión Periódica de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes, del periodo 2010-2019, asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la central, de los aspectos de protección radiológica operacional”.
- CSN/IEV/ARAA/COF/2011/1303 “Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de renovación de la AE y la OLP de la CN de Cofrentes. Factores de seguridad 1 y 2, y PGRRCG en los aspectos competencia de ARAA”.
- CSN/IEV/ARBM/COF/2010/1286 “Informe de evaluación del documento de la Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Cofrentes en relación con el control de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad”.
- CSN/IEV/ARBM/COF/2010/1284 “Informe de evaluación de la propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, correspondiente a la operación a largo plazo de CN Cofrentes”.
- CSN/NET/ARBM/COF/2012/465 “Evaluación de la revisión 1 de la propuesta de cambio al Plan de Gestión de los Residuos Radiactivos y CG de CN Cofrentes para la operación a largo plazo”.
- CSN/IEV/AVRA/COF/2010/1292 “Evaluación de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la central nuclear de Cofrentes. Aspectos relacionados con la vigilancia radiológica ambiental”.

- CSN/IEV/CITI/COF/2010/1285 “Evaluación, en relación con parámetros del emplazamiento (meteorología y riesgos externos), de la Revisión Periódica de Seguridad presentada por CN Cofrentes en 2020: Factores de seguridad 1 (Diseño de la Central) y 7 (Riesgos Externos)”.
- CSN/IEV/CITI/COF/2005/1265 “Evaluación del análisis de normativa y del cumplimiento de requisitos de CN Cofrentes en la RPS 2010-2019, en relación con parámetros del emplazamiento”.
- CSN/IEV/CITI/COF/2011/1311 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad 2010-2019 de CN Cofrentes. Análisis de factores de seguridad 1 y 7 en los aspectos relacionados con la sismicidad del emplazamiento”.
- CSN/IEV/CITI/COF/2010/1300 “Evaluación de la RPS 2010-2019 de CN Cofrentes, en los aspectos de emplazamiento (CITI) del análisis de aplicabilidad de la RG-1.27 Rev. 3 (FS-1, Diseño) y en aspectos hidrogeológicos (FS-7, Riesgos Externos)”.
- CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295 “Informe de evaluación final para la Revisión Periódica de Seguridad (Rev.0) de CN Cofrentes”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2012/1318 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes. Resumen del proceso de evaluación”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2011/1310 “Evaluación del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) de CN COFRENTES: Revisión del AEFT, capítulo 4.4 “Calificación Ambiental del Equipo Eléctrico”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1299 “PIEGE CN Cofrentes: Evaluación de los AEFTs relacionados con las soldaduras de la vasija del reactor (capítulo 4.2) y AEFTs de fatiga de metales (capítulo 4.3)”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2011/1315 “Evaluación del informe del estado de envejecimiento de componentes y estructuras de seguridad de CN Cofrentes asociado a la renovación de la Autorización de Explotación-2020”.
- CSN/IEV/GEMA/CNC/2006/1267 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de CN Cofrentes. Factor de Seguridad 2. Subfactor 2.2 Inspección en Servicio”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1278 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes. Factor de Seguridad 2, subfactores 2.1, 2.5 y 2.6 (parcialmente), y Factor de Seguridad 4, subfactor 4.2”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1296 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes. Factor de Seguridad 3, Subfactor 3.2 “Calificación ambiental”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1291 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes. Factor de seguridad 4, subfactor 4.1 de gestión de vida y gestión de envejecimiento a largo plazo”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/1903/1237 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: alcance y selección de estructuras y componentes sujetos a revisión de la gestión del envejecimiento (RGE)”.

- CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1288 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de Refrigeración del Reactor y sistemas asociados”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1289 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de Salvaguardias Tecnológicas”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1279 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de vapor y conversión de potencia”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/1911/1254 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas Eléctricos y de Instrumentación y Control”.
- CSN/IEV/GEMA/COF/2007/1271 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas auxiliares”.
- CSN/IEV/IMES/COF/2009/1274 “Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Cofrentes: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de contenciones, estructuras y soportes de componentes”.
- CSN/IEV/IMES/COF/2010/1282 “PIEGE CN Cofrentes: Evaluación de los AEFT relacionados con la fragilización neutrónica de la vasija (capítulo 4.2), fatiga de la contención primaria (capítulo 4.6) y otros AEFT específicos de la central (capítulo 4.7)”.
- CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes. Análisis de normativa y Factores de Seguridad 1, 2, 3, 4 y 7 en los aspectos de competencia del área IMES”.
- CSN/IEV/INEI/COF/2011/1307 “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación (AE) de la CN Cofrentes, en los aspectos de sistemas eléctricos e instrumentación y control asignados al Área INEI”.
- CSN/IEV/INNU/COF/2011/1305 “Evaluación por el área INNU de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Cofrentes”.
- CSN/IEV/INSI/COF/2004/1262 “Revisión periódica de la Seguridad de CN Cofrentes. Evaluación del área INSI al análisis de cumplimiento con las RG 1.27 revisión 3 y RG 1.149 revisiones 3 y 4”.
- CSN/IEV/INSI/COF/2010/1293 “Revisión Periódica de la Seguridad de CN Cofrentes. Evaluación del área INSI del Factor de Seguridad 5, Análisis Deterministas de Seguridad”.
- CSN/IEV/INSI/COF/2011/1314 “Revisión Periódica de Seguridad de CN Cofrentes. Evaluación del área INSI de los Factores de Seguridad 1 y 2”.
- CSN/IEV/INSI/COF/2009/1276 “Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Cofrentes. Factor de Seguridad 1. Temas de ventilación”.

- CSN/IEV/INSI/COF/2011/1316 "C.N. Cofrentes: "Revisión periódica de seguridad". Evaluación asociada a Factor de Seguridad 11 y Subfactor de seguridad 5.4".
- CSN/IEV/MOSI/COF/2011/1312 "Informe de evaluación del subfactor 9.2: "Investigación y desarrollo" de la RPS DE C.N. Cofrentes".
- CSN/IEV/OFHF/COF/2010/1294 "Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad 2010-2020 de CN Cofrentes, factores de seguridad 10 Y 12".
- CSN/IEV/PLEM/COF/2010/1297 "Informe de evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad de la central nuclear de Cofrentes, en los aspectos asignados al área PLEM".
- CSN/IEV/CNCOF/COF/2011/1308.1 "Evaluación del estado de cumplimiento de las condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica y de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Autorización de Explotación vigente de la central nuclear Cofrentes".

3.2 Normativa aplicable y documentación de referencia

A continuación se incluyen dos bloques de normativa aplicable y documentación de referencia utilizados en la evaluación.

El primero de ellos corresponde a documentación de aplicación general; es decir, aplicable a las evaluaciones de todas (o gran parte de) las áreas. Estos documentos se recogen en la guía de evaluación elaborada por la SCN, que se describe en el apartado siguiente.

El segundo bloque corresponde a documentación utilizada por alguna de las áreas en sus evaluaciones. Se trata de las principales referencias utilizadas en las diferentes evaluaciones que, en general, se recogen en los apartados de normas aplicables y documentación de referencia de los diversos informes de evaluación.

Normativa y documentación de referencia de aplicación general

- Orden Ministerial de 10 de marzo de 2011 ITC/1571/2011, por la que se concede la renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Cofrentes.
- Resolución de la DGPEM de 19 de febrero de 2015, por la que se modifica el anexo de límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica de la Orden ITC/1571/2011.
- Orden Ministerial de 21 de junio de 2017, por la que se modifica la OM ITC/1571/2011, de 10 de marzo, por la que se concede la renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Cofrentes.
- Resolución de la DGPEM de 3 de agosto de 2017, por la que se modifica el anexo de límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica de la Orden ITC/1571/2011.
- Instrucción IS 26 del CSN, de 16 de junio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.

- Carta de referencia CSN/C/SG/COF/19/03, de Apreciación Favorable por el Pleno del CSN, de fecha 17 de julio de 2019, del Documento Base Rev. 1 de la RPS de la central nuclear Cofrentes.
- Carta de referencia CSN/C/DSN/COF/19/05, de interpretación del concepto debilidad o posibilidad de mejora en el ámbito de la RPS y la GS 1.10, así como el tratamiento de las desviaciones con respecto a la Base de Licencia en la documentación de la RPS sobre la Apreciación Favorable del Documento Base revisión 1 para la RPS de la central nuclear Cofrentes.
- Guía de Seguridad 1.10 Rev. 2 del CSN, sobre Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares de 30 de mayo de 2017.
- OIEA Specific Safety Guide SSG-25, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants”, marzo de 2013.
- CSN/GEL/GEMA/ASO-COF/1903/01 “Guía de evaluación del documento del apartado DOS de la autorización de explotación de CN Ascó y CN Cofrentes: Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE)”, elaborada por el área GEMA para llevar a cabo la evaluación del “Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento” (PIEGE) presentado en marzo de 2018.
- CSN/GEL/CNCOF/COF/2002/02.1 “Guía de evaluación de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de CN Cofrentes” revisión 1.

Normativa y documentación de referencia de aplicación específica

- Directiva 2013/59/EURATOM por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes.
- Directiva 2014/87/EURATOM por la que se modifica la Directiva 2009/71/EURATOM, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.
- Real Decreto RD 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas.
- Real Decreto RD 1400/2018, de 23 de noviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares.
- Real Decreto RD 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- Orden ETU/1185/2017, 21 de noviembre, por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 02, sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.
- Instrucción del Consejo IS 10, por la que se establecen criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 15, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.

- Instrucción del Consejo IS 19, sobre requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 22, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 23, sobre inspección en servicio de centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 25, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 27, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 30, sobre el programa de protección contra incendios en centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 31, sobre criterios para el control radiológico de materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 32, sobre especificaciones técnicas de funcionamiento en centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.
- Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) post-Fukushima.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.03, sobre planes de emergencia en centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.09, sobre simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.11, sobre modificaciones de diseño en centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.14, sobre criterios básicos para la realización de aplicaciones de los análisis probabilistas de seguridad.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.15, sobre actualización y mantenimiento de los análisis probabilistas de seguridad.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.18, sobre medida de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.19, sobre requisitos del programa de protección contra incendio en centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 4.01, sobre diseño y desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 7.06, sobre contenido de los manuales de protección radiológica.

- Guía de Seguridad del CSN GS 9.03, sobre contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares.
- CSN. Procedimiento PT.IV.103 Tratamiento de nueva normativa emitida en el país de origen del proyecto y de temas genéricos de centrales nucleares.
- CSN. Procedimiento PT.IV.206 Funcionamiento de los cambiadores de calor y del sumidero final de calor.
- Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN).
- Plan de Emergencia Nuclear exterior (PENVA).
- OIEA GSR parte 7 "Preparedness and response for a nuclear or radiological emergency".
- OIEA guía SSG-2 "Deterministic safety analysis for nuclear power plants".
- OIEA guía SSG-3 "Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants".
- OIEA guía SSG-4 "Development and application of level 2 probabilistic safety assessment for nuclear power plants".
- OIEA Safety Guide NS-G-2.12 "Ageing Management for NPP".
- OIEA Safety Guide NS-G-302 "Dispersion of radioactive material in air and water and consideration of population distribution in site evaluation for nuclear power plants".
- USNRC 10CFR50.48 "Fire protection".
- USNRC 10 CFR 50.49 "Environmental qualification of electric equipment important to safety for nuclear power plants".
- USNRC 10 CFR 50 Appendix A "General design criteria nuclear power plants".
- USNRC Rule 10 CFR 51 "Environmental protection regulations for domestic licensing and related regulatory functions".
- USNRC Rule 10 CFR 54 "Requirements for renewal of operating licenses for NPP".
- USNRC 10CFR 50.61 "Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events".
- USNRC 10CFR 50.62 "Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants".
- USNRC 10CFR 50.63 "Loss of all alternating current power".
- USNRC BTP ASB 3-1 Rev.1.
- USNRC BTP MEB 3-1 Rev.1.
- USNRC GL 89-13 y Supp.1 "Service water system problems affecting safety-related equipment".
- USNRC RG 1.12 "Nuclear power plant instrumentation for earthquakes".
- USNRC RG 1.27 "Ultimate heat sink for nuclear power plants".

- USNRC 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”.
- USNRC RG 1.89 “Environmental qualification of certain electric equipment important to safety for nuclear power plants”.
- USNRC RG 1.97 “Instrumentation for light-water cooled nuclear power plants to assess plant and environs conditions during and following an accident”.
- USNRC RG 1.109 “Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purposes of evaluating compliance with 10 CFR part 50, Appendix I”.
- USNRC 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”.
- USNRC RG 1.149. “Nuclear power plant simulation facilities for use in operator training, license examinations, and applicant experience requirements”.
- USNRC RG 1.174 “An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing”.
- USNRC RG 1.177 “An approach for plant-specific, risk-informed decisionmaking: technical specifications”.
- USNRC RG 1.188 “Standard format and content for applications to renew nuclear power plant operating licenses”.
- USNRC RG 1.189 “Fire protection for nuclear power plants”.
- USNRC RG 1.200 “An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities”.
- USNRC RG 4.1 “Radiological environmental monitoring for nuclear power plants”.
- USNRC RG 4.2 Supp.1 “Preparation of supplemental environmental reports for applications to renew nuclear power plant”.
- USNRC RG 4.7 “General site suitability criteria for nuclear power stations”.
- USNRC NUREG-0588 “Interim staff position on environmental qualification of safety related electrical equipment”.
- USNRC NUREG-0654 “Criteria for preparation and evaluation of radiological emergency response plans and preparedness in support of nuclear power plants”.
- USNRC NUREG-0800 “Standard review plan”.
- USNRC NUREG-1150. “Severe Accident Risk: An Assessment for five U.S. Nuclear Power Plant”.
- USNRC NUREG-1407 “Procedural and submittal guidance for the individual plan examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities”.
- USNRC NUREG-1437 “Generic environmental impact statement for license renewal of nuclear plants”.

- USNRC NUREG-1555 Supp.1 "Environmental standard review plan for operating license renewal".
- USNRC NUREG-1800 "Standard review plan for review of license renewal applications for NPP".
- USNRC NUREG-1801 "Generic aging lessons learned (GALL)".
- USNRC NUREG/CR-4551, "Evaluation of Severe Accident Risks".
- USNRC NUREG/CR-5704, "Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenitic Stainless Steels".
- USNRC NUREG/CR-6583, "Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels".
- USNRC LR-ISG-2011-01 "Aging management of stainless steel structures and components in treated borated water".
- USNRC LR-ISG-2011-03 "Generic aging lessons learned (GALL) report revision 2 AMP XI.M41, Buried and underground piping and tanks".
- USNRC LR-ISG-2011-05 "Ongoing review of operating experience".
- USNRC LR-ISG-2012-01 "Wall thinning due to erosion mechanisms".
- USNRC LR-ISG-2012-02 "Aging management of internal surfaces, fire water systems, atmospheric storage tanks and corrosion under insulation".
- USNRC LR-ISG-2013-01 "Aging management of loss of coating or lining integrity for internal coatings/linings on in-scope piping, piping components, heat exchangers and tanks".
- USNRC LR-ISG-2015-01 "Changes to buried and underground piping and tanks recommendations".
- USNRC Letter "Environmental qualification of safety related mechanical equipment located in harsh environment (NRC-docketing number 50-528 a 50-530, marzo 1983)".
- ASME-OM-2012 "Operation and maintenance of nuclear power plants".
- ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III-Division 1, Ed. 2007 & Addenda 2008.
- IEEE-323-1974 "Standard for qualifying Class 1 equipment of nuclear power generating stations".
- NEI 95-10 "Industry guidelines for implementing requirements of 10CFR54 license renewal rule".
- Guía EPRI EPRI-NP-6041-SL "A methodology for assessment of nuclear power plant seismic margin".
- ASME/ANS RA-Sa-2009, "Standard for Level 1/Large Early Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants Applications".
- ASME/ANS RA-S-1.2-2014, "Severe Accident Progression and Radiological Release (Level 2) PRA Standard for Nuclear Power Plant Applications for Light Water Reactors (LWRs)".

- T23-5008 (22212-GN0047-IN-98000463002). “Análisis de capacidad última de contención”.

3.3 Aspectos generales

En los capítulos siguientes se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación de la documentación asociada a la renovación de la Autorización de Explotación de la central nuclear Cofrentes realizada por el CSN, a partir de la presentación de la correspondiente solicitud en marzo de 2020. Las actividades de evaluación previas a esa fecha, en relación con el Documento Base de la RPS, fueron informadas en la correspondiente PDT, y por tanto no son objeto de este informe.

En este apartado se presentan los hitos y aspectos generales que afectan a todas las evaluaciones realizadas, con el objeto de ofrecer una perspectiva global y facilitar la comprensión de los siguientes apartados.

Un hito en el proceso de evaluación fue la presentación de la solicitud por parte del titular al personal técnico del CSN, realizada por medios telemáticos el 17 de abril de 2020.

En abril de 2020, la Subdirección de Instalaciones Nucleares (SCN) emitió la revisión 0 de la guía de evaluación específica para la renovación de la AE de CN Cofrentes. Posteriormente, se emitió una revisión de la misma, documento de referencia CSN/GEL/CINU/COF/2002/02.1 “Guía de evaluación de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de CN Cofrentes” Rev. 1 , con el fin de recoger las modificaciones derivadas de las lecciones aprendidas de los procesos de renovación de las autorizaciones de explotación de CN Almaraz y CN Vandellós II, de acuerdo con el contenido de la nota de la DSN a SG de referencia DSN/20/91 (16/09/2020), “Necesidad de revisar la Guía de Seguridad 1.10 rev. 2 sobre Revisiones Periódicas de la Seguridad como consecuencia de las lecciones aprendidas con las revisiones periódicas de la seguridad de CN Almaraz y CN VandellósII”.

El objetivo de la guía es planificar las actividades de evaluación de los documentos asociados a la renovación de la AE y a la RPS, describiendo el proceso a seguir, los plazos asociados a las actividades de la evaluación de la documentación presentada junto a la solicitud, los criterios generales de evaluación y las responsabilidades asignadas a las distintas áreas del CSN en función de los aspectos tratados y el seguimiento de dichas actividades.

En cuanto a los criterios, la guía establece que la evaluación de la RPS se ajustará al alcance, criterios y objetivos previstos en la guía del CSN GS 1.10 revisión 2, sobre Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares, y en el Documento Base para el desarrollo de la RPS, apreciado favorablemente por el CSN, y tendrá en cuenta los requisitos de la carta de referencia CSN/C/SG/COF/19/03, asociada a dicha apreciación favorable.

La asignación de responsabilidades por áreas se realizó por factores de seguridad (FS) en lo referente a la RPS. Los 16 FS se distribuyeron entre 17 áreas evaluadoras, encuadradas en las seis subdirecciones de las direcciones técnicas del CSN.

Consecuentemente, en el apartado Evaluación del presente informe de PDT cada FS tiene un apartado específico en el capítulo 3.4, que se divide en subapartados dedicados a la evaluación realizada por cada área responsable. Antes de los capítulos dedicados a los 16 FS, el capítulo 3.4.0 recoge los resultados y conclusiones de las evaluaciones sobre los análisis de normativa, códigos y prácticas de referencia, que cada área evaluadora ha realizado en su ámbito de competencia. Las áreas evaluadoras también han revisado los resultados de evaluación global de la RPS realizada por el titular, en los aspectos dentro de sus competencias.

Para el resto de documentos y requisitos la asignación se realiza de forma individual para cada documento o requisito:

- Revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.
- Análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras (ESC) de seguridad de la central.
- Análisis de la experiencia acumulada de explotación.
- Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).
- Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo.
- Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.
- Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo.
- Últimas revisiones de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE)¹.
- Cumplimiento de las condiciones asociadas a la AE vigente y de las ITC.

La guía establece también el proceso de evaluación, que, en todo caso, debe ajustarse a lo previsto en el procedimiento PG.IV.08 del CSN "Evaluación de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible".

La guía establece las siguientes actividades y etapas del proceso de evaluación, con los plazos para los correspondientes hitos, de manera que el Pleno del CSN pueda emitir el informe preceptivo al Miterd en plazo:

- a) Presentación de la documentación de la solicitud por el titular. (Plazo: 31/03/20)
- b) Emisión y resolución de peticiones de información adicional (PIA), mediante carta de la DSN al titular. (Plazo: 12/06/20; plazo respuesta titular: 31/07/20)
- c) Cierre de puntos pendientes de la evaluación: el objetivo del hito no era completar y documentar la evaluación, sino disponer de conclusiones preliminares para tratarlas en una reunión interna y posteriormente en una reunión con el titular (plazo: 30/09/20). A este fin se han realizado diversas reuniones técnicas con el titular, inspecciones, y numerosos contactos telefónicos o vía correo electrónico.

¹ Estos documentos no requieren evaluación específica, según se explica en la guía

- d) Recopilación de conclusiones preliminares de evaluación y reunión interna para la presentación de las mismas (plazo: conclusiones preliminares - 06/10/20; reunión interna - 08/10/20).
- e) Reunión con el titular al objeto de transmitir las conclusiones preliminares de evaluación (fecha: 15/10/20). Este ha sido un hito intermedio de gran relevancia. Las 17 áreas evaluadoras presentaron sus resultados al titular, que, en algunos casos, aportó información adicional o puntos de vista discrepantes. En el resumen de cada evaluación que se realiza en los apartados siguientes, en muchos casos se menciona esta reunión, que se identifica siempre por su fecha de celebración. En otros casos no se menciona, por no considerarse necesario, pero debe tenerse presente que todas las conclusiones identificadas por las áreas fueron presentadas en dicha reunión. Un resultado de esta reunión fue la identificación de la necesidad o conveniencia de realizar posteriores reuniones monográficas para tratar con el detalle requerido los temas conflictivos identificados. Otro aspecto de gran relevancia ha sido la utilidad de esta reunión de cara a la concreción de los compromisos asumidos por el titular.
- f) Elaboración de los informes de evaluación (IEV)² de las áreas. (Plazo previsto: 30/10/20, si bien algunos se han finalizado a lo largo del mes de noviembre).
- g) Entrega de la PDT a la DSN. (Previsto para el 23/12/20)
- h) Entrega de la PDT al Pleno. (Previsto para el 20/01/20)
- i) Fecha límite para el dictamen del Pleno. (Previsto para el 17/02/20)
- j) Fecha de vencimiento de la AE: 20 de marzo de 2020.

En relación con el hito de emisión y resolución de PIA, entre los meses de mayo y agosto de 2020 se emitieron por parte del CSN 23 Peticiones de Información Adicional (21 relativas a la RPS y 2 relativas al PIEGE). A continuación, se enumeran las PIA emitidas y los informes de respuesta remitidos por el titular:

- CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería mecánica y estructural”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0016.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/19 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de análisis probabilistas de seguridad”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0017.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/20 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de planificación de emergencias”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0018.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería eléctrica e instrumentación y control”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0033.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/23 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de protección contra incendios”. Informe de respuesta de

² Se proporcionan algunas directrices sobre el contenido de los IEV

CNC: RPS-COF-IN-0019. Posteriormente, en octubre de 2020, envió el informe RPS-COF-INF-0039 "Respuesta complementaria a CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/23", ampliando la información aportada.

- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/24 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de sistemas de ventilación". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0032.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0035.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/26 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos del análisis de las guías reguladora RG 1.127 y RG 1.149". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0028.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/27 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de garantía de calidad". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0023.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/28 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto al subfactor 5.4 de análisis soporte de los POE/GAS". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0020.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/29 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería de sistemas de los Factores de Seguridad 1 y 2". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0034.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/30 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ciencias de la tierra de los Factores de Seguridad 1 y 7". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0021.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de la evaluación del impacto radiológico al público". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0022.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/33 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de impacto radiológico ambiental". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0024.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/34 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería de sistemas del Factor de Seguridad 5". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0025.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de gestión de vida y mantenimiento de los Factores de Seguridad 2, 3 y 4". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0026.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/36 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de factores humanos y cultura de seguridad de los Factores de Seguridad 10 y 12". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0029.

- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/37 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de inundaciones internas del Factor de Seguridad 7”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0027.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/38 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería del núcleo”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0030.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/39 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería de sistemas del factor de Seguridad 11”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0036.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/40 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de protección radiológica de los trabajadores”. Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0031.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/16 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a los capítulos 2 y 3 del PIEGE asociado a la operación a largo plazo”. Informe de respuesta de CNC: GEVIH-2020-02.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2008/43 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa al capítulo 4 del PIEGE asociado a la operación a largo plazo”. Informe de respuesta de CNC: GEVIH-2020-09.

Una vez analizados por parte del CSN los informes de respuesta a las PIA, durante los meses de septiembre y octubre se han planteado cuestiones adicionales y se han realizado tanto reuniones aclaratorias como inspecciones.

Un aspecto a destacar en relación con los hitos del proceso de evaluación es que durante el mismo se han mantenido numerosas reuniones con el titular, contando con la participación de la jefatura de proyecto en la práctica totalidad de las mismas, de las que se han elaborado las correspondientes actas o notas de reunión; siendo importante señalar que la gran mayoría de las áreas evaluadoras mantuvieron alguna reunión para tratar cuestiones pendientes, discrepancias, o posibles acciones adicionales respecto a las propuestas del titular.

Los resultados de las reuniones mantenidas fueron diversos, dependiendo del momento y objeto de la reunión, y han quedado reflejados en los correspondientes informes de evaluación. En general, se constata que estas reuniones han sido de gran utilidad para resolver de forma eficiente los aspectos pendientes y discrepancias identificadas en el proceso de evaluación, y de las mismas surgieron la mayor parte de los compromisos del titular.

En relación con los **compromisos del titular**, después de la reunión del 15/10/20, se acordó el envío por parte de CNC de los compromisos asumidos en función de las conclusiones de la evaluación del CSN transmitidas al titular. CNC titular envió una primera carta de compromisos el 3 de noviembre de 2020 (carta de referencia *20999883302620*, con nº de registro de entrada 46420), que adjuntaba el informe RPS-COF-IN-0037 “Renovación de la Autorización de Explotación. Informe de compromisos” Rev. 0. Posteriormente, de cara a contemplar algunos compromisos adicionales (o modificar algunos de los previamente establecidos) derivados de interacciones posteriores con los especialistas del CSN, el titular envió el 26 de

noviembre de 2020 una revisión 1 del citado informe (carta de referencia *2099983302701*, nº de registro de entrada 46952) y, con fecha 18 de diciembre de 2020, nº de registro de entrada 47332, el titular ha remitido al CSN la carta de referencia *2099983303014*, que adjunta el informe RPS-COF-IN-0037 “Renovación de la autorización. Informe de compromisos” Rev. 2 (en adelante Informe de Compromisos). Los cambios en las revisiones 1 y 2 están convenientemente identificados.

El Informe de Compromisos recoge en su apartado 4 los compromisos asociados a la RPS (**156 compromisos**), en su apartado 5 los compromisos asociados al PIEGE (**8 compromisos**), y en su apartado 6 **1 compromiso** asociado al Estudio de Impacto Radiológico para la operación a largo plazo.

Para cada compromiso se incluye una descripción del mismo y su plazo de implantación.

Se han establecido los siguientes criterios de clasificación de los compromisos:

- Compromisos documentales a incluir en la revisión 1 de la RPS (D)
- Compromisos relacionados con los plazos de implantación propuestos en la RPS (Z)
- Compromisos asociados a la incorporación de normativa en las bases de licencia (B)
- Compromisos asociados a la revisión o elaboración de procedimientos (P)
- Compromisos asociados a modificaciones de diseño o equipos (E)
- Compromisos asociados a actividades de mantenimiento o pruebas (M)
- Compromisos asociados a la revisión o elaboración de informes, cálculos o estudios (I)
- Compromisos asociados a formación (F)
- Otros compromisos (O)

A cada tipo de compromiso se le asigna una codificación determinada siguiendo el siguiente esquema:

Los compromisos derivados de la RPS se han agrupado por factor de seguridad, desglosando dentro de cada uno de ellos el área del CSN relacionada. Su codificación es “RPS-COF-C-YY-NN-X”, dónde: YY es el FS dentro del cual se ubica el compromiso adquirido (01 a 15), NN es un número correlativo de compromiso para cada FS y X es el tipo de compromiso según la letra correspondiente a los criterios de clasificación anteriormente mencionados. Podría darse el caso de asociar varias letras al mismo compromiso. Para el caso de normas, se asignarán al FS principal recogido en el documento.

Para los compromisos asociados al PIEGE su codificación es “PIEGE-COF-C-NN-X”, dónde: NN es un número correlativo de compromiso y X es el tipo de compromiso según la letra correspondiente a los criterios de clasificación anteriormente mencionados.

Para los compromisos asociados al resto de documentación OLP su codificación es "OLP-COF-C-NN-X", dónde: NN es un número correlativo de compromiso y X el tipo de compromiso según la letra correspondiente a los criterios de clasificación anteriormente mencionados.

La carta de compromisos ha resultado un instrumento de gran utilidad para gestionar los resultados de las evaluaciones, puesto que la gran mayoría de las acciones resultantes de las evaluaciones están reflejadas en los compromisos del titular y han sido aceptadas por las áreas evaluadoras como acciones adecuadas para cumplir los requisitos resultantes de la evaluación. No obstante, la resolución de algunos de los aspectos identificados en la evaluación por la vía del compromiso del titular ha dado lugar a considerar oportuno establecer requisitos sobre la solicitud del titular, y en la mayoría de estos casos los requisitos establecidos se corresponden con lo asumido por el titular en un compromiso pero que se ha creído conveniente aparezca igualmente especificado en el marco de una ITC. En algunos casos, las áreas evaluadoras han requerido modificar algún aspecto o el plazo de los compromisos. Por lo general, en este apartado de Evaluación de la PDT no se reproduce la redacción de cada compromiso en su literalidad, sino un resumen o explicación del mismo; lo que se ha considerado en cada caso más adecuado para lograr mayor claridad.

De acuerdo con la guía, y con el modelo de informe de evaluación incluido en la misma, cada área especialista ha incluido dentro el alcance de su evaluación la aplicación de la metodología establecida por el titular para la valoración global de los resultados de la RPS, la identificación de fortalezas y debilidades (PDM), la priorización de dichas PDM, y su idoneidad y consistencia con los análisis realizados; todo ello en lo que concierne a las competencias de cada área. Asimismo, de acuerdo con la guía, cada área ha incluido en el alcance de su evaluación el cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del DB de la RPS Rev. 1.

En términos generales, el alcance de las evaluaciones realizadas por las áreas, acondicionado en cada caso en función de la aplicabilidad o no de estos apartados, ha abarcado la revisión la información relativa a los siguientes aspectos para cada FS en cuestión:

- Descripción de procesos, programas y procedimientos
- Modificaciones relacionadas con los programas y procedimientos durante el periodo de análisis
- Comparación con las mejores prácticas
- Resultados en el período de análisis
- Indicadores internos
- Acciones GESPAC
- Resultado de experiencia operativa interna y externa asociada
- Resultado de autoevaluaciones, auditorías internas y revisiones externas
- Planes de mejora en curso y futuros asociados a las áreas analizadas

Dado que los aspectos recogidos en los dos párrafos anteriores son genéricos, no se especifican en la descripción del alcance de la evaluación de cada área, a menos que en algún caso se considere oportuno.

El alcance del resumen de cada evaluación que se presenta a continuación abarca, en cada caso, y según proceda: alcance de la evaluación, proceso de evaluación (incluyendo interacciones con el titular), aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación, identificando acciones requeridas, cuando procede, incluyendo los compromisos asumidos por el titular y su consideración por el área evaluadora.

3.4 Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

3.4.0 Identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia

En la evaluación del CSN se han considerado los siguientes aspectos:

- Criterios de cribado utilizados para la selección de la normativa.
- Normativa específica y buenas prácticas asociadas a cada FS.
- Identificación de normas a tener en cuenta, adicionales a las identificadas por los titulares o buenas prácticas, suficientemente contrastadas.

Estos aspectos han sido revisados por las diferentes áreas como parte de la evaluación de las metodologías de revisión de los factores de seguridad, por lo este aspecto se incluye dentro de las evaluaciones de los factores de seguridad y sus resultados.

Todas las áreas evaluadoras han revisado este capítulo de la RPS, en lo concerniente a sus respectivas competencias. Se incluye aquí un resumen de lo reflejado al respecto en los informes de evaluación.

3.4.0.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

El área AAPS ha realizado tres evaluaciones relativas a este capítulo: a) sobre lo relacionado con los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), b) sobre inundaciones internas y c) sobre protección contra incendios. A continuación se resume los resultados de estas evaluaciones.

3.4.0.1.1 Aspectos relativos a APS

(IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1302)

El área AAPS considera que la identificación de normas y buenas prácticas consideradas por CNC en la RPS en relación con el APS es completa. El titular no propone incorporar normas adicionales a las BL.

No obstante, AAPS considera que el titular debe adoptar los últimos estándares aceptados internacionalmente en la industria nuclear, ya que ése es precisamente uno de los principales propósitos de la RPS. Como caso particular, se deben asumir en la medida de lo posible las

últimas revisiones de las guías y códigos adoptados como base de licencia. El titular ha analizado en su documento de análisis del FS 6 dichas revisiones.

Bajo este prisma, AAPS considera que, en particular, CNC debe adoptar como base de licencia la revisión 3 de la RG 1.174 “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing” y la revisión 1 de la RG 1.177 “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications”.

Por otra parte, el cumplimiento de la RG 1.200 “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities” Rev. 1, que forma parte de las BL de la central, es analizado en el documento 2212-FO-15-258145-001. Este análisis de aplicabilidad es consecuencia de la ITC sobre Normativa de Aplicación Condicionada CNCOF/COF/SG/09/18 y de lo acordado en la inspección PBI de APS de Cofrentes del año 2014 (acta de ref. CSN/AIN/COF/14/831). El documento 2212-FO-15-258145-001 concluye que el APS de CN Cofrentes satisface los elementos técnicos requeridos por la posición reguladora 1 de la RG 1.200 y es apto para su uso en eventuales aplicaciones informadas por el riesgo. No obstante, se anuncia la puesta en marcha de un plan de acción para mejorar la modelación de acciones humanas en el APS, en concreto las dependencias Tipo 3 – Tipo 3 y Tipo 1 – Tipo 3. También se concluye que se identifican debidamente las fuentes de incertidumbre y se evalúa la sensibilidad de los resultados frente a hipótesis individuales e interacciones entre variables, aunque también se reconoce que la interpretación de los APS de incendios e inundaciones es más limitada.

El titular ha analizado el cumplimiento del APS de CN Cofrentes con la revisión 2 de la citada RG 1.200, concluyendo que el APS satisface los elementos técnicos requeridos, aunque se apuntan las mismas posibilidades de mejora, esto es, el análisis de dependencias de acciones humanas y los análisis de sensibilidad e incertidumbres, que ya aparecían en el análisis realizado sobre la revisión 1 de la RG.

En el análisis del FS 6 de la RPS, el titular declara que en la comparativa del APS de CN Cofrentes con la RG 1.200 Rev. 2 se evaluaron 44 elementos técnicos, que a su vez contienen 141 atributos y características. Considera que cumple con todos ellos salvo con 5, en los que el cumplimiento es parcial. Dichos atributos coinciden con las posibilidades de mejora identificadas, previamente mencionadas.

AAPS considera que estos atributos de la revisión 2 de la RG 1.200 que se cumplen parcialmente en el APS de CN Cofrentes ya están requeridos en la revisión 1, por lo que no se ve ningún impedimento para que la revisión 2 sea base de licencia, y como tal debe ser adoptada.

En consonancia con lo anterior, el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-CNC-C-06-01-B, para incluir en sus Bases de Licencia las guías reguladoras RG 1.174 Rev. 3, RG 1.177 Rev. 1 y RG 1.200 Rev. 2, para su aplicación en caso de presentar modificaciones basadas en evaluaciones de seguridad informadas por el riesgo. Plazo: revisión 17 (2021) del documento de Bases de Licencia de CN Cofrentes”, de ref. K96-8105. El área AAPS considera este compromiso aceptable.

3.4.0.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas (IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1306)

El alcance de esta evaluación del área AAPS se circunscribe a los aspectos de inundaciones internas y aspersion. Como conclusión general, la evaluación considera adecuado el contenido del apartado de normativa, en lo que concierne a su ámbito de competencia.

No obstante, en la PIA de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/37 se solicitó al titular analizar los criterios específicos recogidos en la guía de seguridad del OIEA NS-G-1.11 “Protection Against Internal Hazards Other Than Fires and Explosions In The Design of Nuclear Power Plans”, en relación a protección contra inundaciones internas y rotura de tuberías.

Esta guía del OIEA proporciona unas directrices para la evaluación de las consecuencias de determinados sucesos internos en centrales nucleares, y recoge aspectos del análisis de inundaciones que podrían ser de interés a incorporar, como la identificación de fuentes de inundación adicionales.

AAPS consideró insuficiente la respuesta del titular sobre este aspecto recogida en el informe de respuesta a la PIA, RPS-COF-IN-0027, por valorar que el titular no ha analizado los criterios específicos recogidos en la guía NS-G-1.11, sino que realiza afirmaciones generales sin entrar a analizar los criterios concretos. Tampoco ha analizado los orígenes adicionales de inundaciones internas que figuran en esta guía, adicionales a los requeridos por la ITC de inundaciones internas del año 2009.

Posteriormente, en la reunión celebrada en octubre de 2020 entre AAPS y el titular, se pidió a CNC que ampliase el alcance del análisis realizado de los criterios específicos recogidos en la guía NS-G-1.11 del OIEA, en relación a protección contra inundaciones internas y rotura de tuberías, en lo relativo a aquellos escenarios de inundaciones cuyo origen no sea la rotura de tuberías. El titular ha enviado un nuevo informe, RPS-COF-IN-0038, registro de entrada 46210 de fecha 26/10/20, donde describe cómo se han considerado en los análisis de riesgos realizados en la central nuclear Cofrentes los escenarios de inundación o aspersion con origen diferente a la rotura de tuberías. Adicionalmente, documenta el tratamiento realizado en los análisis de inundaciones sobre las posibles propagaciones a través de la red de drenajes de suelos o de los sistemas de ventilación.

AAPS considera aceptable el análisis realizado por el titular. No obstante, CNC deberá incluir en la revisión 1 del documento de la RPS el análisis guía del OIEA NS-G-1.11 en relación a protección contra inundaciones internas realizado en el informe RPS-COF-IN-0038, de respuesta complementaria a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/37. En base a lo anterior, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-07-12-D, donde se recoge esta acción. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera el compromiso aceptable.

Otro aspecto relevante de la evaluación ha sido el tema de la actualización de las Bases de Licencia de la central nuclear Cofrentes para los riesgos por inundación o aspersion. Este tema

será tratado en detalle en el apartado dedicado a la evaluación del FS 7 en cuanto a inundaciones internas, recogido posteriormente en esta PDT.

3.4.0.1.3 Aspectos relativos a protección contra incendios

(IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2010/1301)

El área AAPS ha comprobado que el alcance de normativa y buenas prácticas en relación con la protección contra incendios considerada por CNC en su RPS es correcto, por lo que no se requieren acciones para la inclusión de nueva normativa o buenas prácticas.

Respecto de los análisis de aplicabilidad realizados, AAPS considera que el titular debe revisar el análisis de aplicabilidad del apartado 1.8 de la RG 1.189 “Fire Protection for Operating Nuclear Power Plants”, realizado en el documento A62-5B002, sobre los análisis que deben soportar las modificaciones al Programa de Protección Contra Incendios (PPCI) de la central, considerando AAPS suficiente su resolución en la revisión 1 prevista a realizar de la documentación asociada a la RPS.

3.4.0.2 Área de Evaluación del Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

El alcance de la evaluación del área AEIR se circunscribe a los aspectos relacionados con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos.

Como conclusión general, AEIR considera adecuada, en lo que concierne a su ámbito de competencias, la normativa incluida por CNC en la RPS, que se ajusta a lo recogido en el DB de la RPS Rev. 1.

Si bien el titular considera como una buena práctica el análisis de la revisión 2 de la RG 1.21 como normativa No base de licencia del país de origen del proyecto, por coherencia con las restantes centrales nucleares españolas, y a requerimiento del CSN, el titular ha adoptado, en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-14-02-E, por el que CNC toma como normativa de referencia la revisión 2 de la RG-1.21 “Measuring Evaluating and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste” y la normativa endosada en dicha guía, para nuevas modificaciones de diseño relacionadas con el tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos. La evaluación considera este compromiso aceptable.

3.4.0.3 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

(IEV de ref. CSN/IEV/APRT/COF/2010/1298)

El área APRT considera adecuada la normativa incluida en la RPS, al haber comprobado que las normas y buenas prácticas consideradas por CNC en la RPS son las contempladas en el DB de la RPS Rev. 1, y considera que el análisis realizado, en lo que concierne a las competencias de APRT, es también adecuado, teniendo en cuenta lo siguiente.

Tras el análisis de las respuestas del titular sobre aspectos de la normativa de protección radiológica, recogidas en el informe RPS-CONF-IN-0031, de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/40, así como los correos electrónicos de 14 y 15 de septiembre solicitando aclaraciones adicionales y acuerdos de las reuniones mantenidas con CNC, que se concretan en el Informe de Compromisos del titular, APRT establece que:

- No se comparte la posición de CNC de que se deba esperar a que la solicitud de revisión del Manual de Protección Radiológica (MPR) sea apreciada favorablemente por el CSN para proceder a incorporar la Directiva 2013/59/EURATOM del Consejo a las Bases de Licencia de la planta. No obstante, a efectos prácticos, el área APRT acepta el compromiso del titular RPS-CNC-C-15-02-B, recogido en su Informe de Compromisos, de incorporar dicha Directiva en las BL de la central una vez recibida la apreciación favorable por parte del CSN de la propuesta de cambio PC 01-20 al MPR. (NOTA: el Pleno del Consejo ha apreciado favorablemente esta propuesta de cambio al MPR en su reunión de fecha 10 de febrero de 2021).
- APRT acepta el compromiso del titular RPS-CNC-C-15-03-B de incorporar la guía GS 7.06 “Contenido de los MPR de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo” en las BL de la central, una vez recibida la apreciación favorable por parte del CSN de la propuesta de cambio PC 01-20 al MPR.

3.4.0.4 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

(IEV de ref. CSN/IEV/ARAA/COF/2011/1303)

El área ARAA ha revisado la normativa y buenas prácticas consideradas por CNC en la RPS, dentro del ámbito de sus competencias, considerándola adecuada. No se ha identificado en la evaluación nueva normativa que deba ser incorporada a las BL de la central.

La central ha analizado las instrucciones del Consejo IS 20, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado, e IS-29, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal del combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad, y las ha categorizado como base de licencia, pero no se han incluido en el documento K96-8105 “Bases de Licencia de la C.N. Cofrentes” Rev. 16, presentado junto con la solicitud de renovación de la AE. En la reunión mantenida con el titular el 15 de octubre de 2020, el titular aclaró que estas dos normas se incorporarán al documento de Bases de Licencia de la instalación cuando entre en servicio el ATI, momento en el que se actualizará el citado documento, lo cual se considera aceptable por parte de ARAA.

3.4.0.5 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (ARBM)

(IEV de ref. CSN/IEV/ARBM/COF/2010/1286)

El área ARBM ha revisado la normativa y buenas prácticas consideradas por CNC en la RPS, dentro del ámbito de sus competencias, concluyendo que son las identificadas en el DB de la RPS Rev. 1 y que los análisis de aplicabilidad son adecuados.

3.4.0.6 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

(IEV de ref. CSN/IEV/AVRA/COF/2010/1292)

El área AVRA ha revisado la normativa y buenas prácticas recogidas por CNC en la RPS en relación con el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA).

Con carácter general, AVRA concluye que la normativa considerada en el alcance del análisis del FS 14 se corresponde con la identificada en el DB de la RPS Rev.1, y que el análisis de aplicabilidad presentado por el titular en relación con la normativa y buenas prácticas aplicables al FS 14 en relación a la vigilancia radiológica ambiental es adecuado.

De la evaluación realizada cabe destacar lo siguiente:

En la carta del CSN CSN/C/DSN/COF/19/09 “Solicitud de Información/Aclaraciones/Mejoras en Relación con el Documento Base de la Revisión Periódica de la Seguridad”, se indicó que se debía incluir en la RPS como referencia, las normas UNE aplicables y los procedimientos técnicos del CSN de la serie Vigilancia Radiológica Ambiental, relacionados con el proceso de muestreo y calidad del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental, publicados con fecha posterior a la inicial del periodo de análisis (01/01/2010).

CNC ha realizado en la RPS un análisis de la normativa UNE aplicable y de los procedimientos técnicos del CSN indicados, concluyendo lo siguiente:

- Existen normas UNE aplicables con fecha posterior al 01/01/2010:
 - UNE-EN ISO 5667-3:2019 “Calidad del agua. Muestreo. Conservación y manipulación de las muestras de agua”. CNC indica que esta norma es una revisión de la ya existente UNE-EN ISO 5667-3:2013, que a su vez anuló a la UNE-EN ISO 5667-3:2004. Se procederá a la incorporación de esta norma en los procedimientos de muestreo de agua, y no se prevé a priori ninguna modificación de los procedimientos de muestreo para llevar a cabo su aplicación.
 - UNE-EN ISO 10704:2019 “Calidad del agua. Medición de la actividad alfa y beta total en agua no salina. Método de deposición de una capa delgada”. Las modificaciones de esta norma respecto a versiones anteriores se han incluido en el borrador de la próxima revisión del procedimiento de CNC para la determinación de la actividad beta total/resto (MLPMA-179).
 - UNE-EN ISO 18589-2:2018 “Medición de la radiactividad en el medio ambiente. Suelo. Parte 2: Recomendaciones para la selección de la estrategia de muestreo y pretratamiento de muestras” El procedimiento de muestreo de suelos que Medidas Ambientales está aplicando en estos momentos se basa en la norma UNE 73311-1 y en los procedimientos 1.1 y 1.2 del CSN, estando ambos en vigor. CNC ha analizado las modificaciones introducidas por la nueva norma no siendo en ningún caso incompatible en el procedimiento vigente de toma de muestras de suelos. Por todo ello no se considera necesario que su aplicación implique a priori una modificación del procedimiento vigente de toma de muestras de suelo.
 - UNE-EN ISO 18589-3:2018 “Medición de la radiactividad en el medio ambiente. Suelo. Parte 2: Método de ensayo de radionucleidos emisores gamma usando

espectrometría gamma”. Es una norma UNE nueva que es la versión oficial en español de la norma EN-ISO 18589-3:2017, que a su vez adopta la norma ISO 18589-3:2015. CNC indica, en su respuesta a la PIA remitida por el CSN, que el laboratorio de Medidas Ambientales ya está aplicando esta norma para la preparación y medida por espectrometría gamma de muestras de suelos.

- En relación a los procedimientos técnicos del CSN relacionados con el proceso de muestreo y calidad del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental con fecha posterior a 01/01/2010, se ha comprobado que el último procedimiento editado es de noviembre de 2009 y por lo tanto fuera del periodo de la actual RPS.

Adicionalmente, en la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/33 del CSN se indicó que el Real Decreto 140/2003, de 7 de febrero, por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano, modificado por Real Decreto 314/2016, de 29 de julio, establece un valor paramétrico de concentración de diversos radionucleidos para las muestras de agua potable (expresado en Bq/litro) que en algún caso es más restrictivo que los niveles de notificación establecidos en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) de la central. Por ello, esta normativa debería incorporarse a los controles de los resultados de las muestras de agua potable del PVRA de la instalación, para notificar adecuadamente a las autoridades competentes en caso de detectarse valores superiores a los ahí indicados.

CNC, a través de su respuesta a la PIA, informe RPS-COF-IN-0024, argumentó la aplicación del RD 314/2016 a través de diversos procedimientos de controles. En particular, el procedimiento PA PR-12 “Control de la radiactividad en el agua de consumo humano” define la metodología para el control de la radiactividad en el agua de consumo humano que pudiera ser afectada por los efluentes líquidos de CN Cofrentes en virtud de los requisitos establecidos en el RD 314/2016.

AVRA ha comprobado que este procedimiento incluye la metodología y el control sobre las muestras del PVRA para la comprobación de los requisitos del RD 314/2016, incluyendo la responsabilidad del servicio de protección radiológica de valorar los resultados radioquímicos obtenidos, procediendo a la determinación de la dosis indicativa en los casos que se requiera, e informar a la Subdirección de Protección Radiológica del CSN y a las autoridades sanitarias correspondientes en caso de detectarse valores superiores a los indicados en la normativa.

Como consecuencia de lo acordado en la reunión de presentación al titular de las conclusiones preliminares de evaluación, celebrada el día 05/10/2020, CNC ha adoptado el compromiso RPS-COF-C-14-07-P, para revisar el procedimiento PA PR-12 con el fin de realizar la comunicación por fax a la Subdirección de Protección Radiológica Ambiental del CSN en todas las estaciones del PVRA de agua subterránea, agua superficial y agua potable, independientemente de que esté afectada o no por el vertido de la central nuclear Cofrentes. Plazo de implantación: marzo de 2021. La evaluación considera que con esta modificación se ha incluido dentro de los procesos de control de CNC la aplicación de los requisitos normativos del RD 314/2016, y por tanto el compromiso es aceptable.

De acuerdo con lo expuesto anteriormente, se ha previsto la introducción de modificaciones en los procedimientos que aplique de acuerdo a las normas analizadas. Además se ha previsto la modificación del procedimiento PA PR-12 “Control de la radiactividad en el agua de consumo humano” para incluir los requerimientos del RD 314/2016 en todas las muestras de

agua del PVRA. La aplicación de estos cambios en los procedimientos se podrá comprobar en las inspecciones del PBI del CSN a realizar por el área AVRA en los próximos años.

3.4.0.7 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

El alcance de la evaluación del área CITI ha sido el siguiente:

- Análisis de normativa y del cumplimiento de requisitos de CN Cofrentes en la RPS 2010-2019, en relación con parámetros del emplazamiento. (IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2005/1265)
- Normas, códigos y prácticas relacionadas con la sismicidad del emplazamiento (FS 1 y FS 7). (IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2011/1311)
- Normas, códigos y prácticas relacionadas con meteorología y riesgos externos (FS 1 y FS 7). (IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2010/1285)
- Análisis de aplicabilidad de la USNRC RG 1.27 Rev.3 (FS 1) y en aspectos hidrogeológicos (FS 7). (IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2010/1300)

A continuación se resumen algunos aspectos y conclusiones de cada una de estas evaluaciones.

- I. *Análisis de normativa y del cumplimiento de requisitos de CN Cofrentes en la RPS 2010-2019, en relación con parámetros del emplazamiento.*

CITI ha revisado los análisis realizados por el titular en la RPS relativos a la normativa asociada a los FS 1 “Diseño de la central” y FS 7 “Análisis de riesgos” en relación con los parámetros del emplazamiento, la verificación del cumplimiento de los requisitos asociados a la AE vigente, y otros aspectos específicos: apartado h de la ITC nº 11 de la AE vigente y aspectos de la carta CSN/C/SG/COF/19/03, de apreciación favorable del DB de la RPS Rev. 1, relativos al FS 7 (análisis de riesgos).

En cumplimiento del punto 2.1 del Anexo a la carta CSN/C/SG/COF/19/03, el titular remitió al CSN el documento de referencia RPS-COF-DN-0001, “Informe de normativa incluida y excluida en la RPS de Cofrentes”, el cual ha sido revisado por CITI, concluyendo lo siguiente:

- Se considera aceptable la metodología empleada en el proceso de identificación y selección de normativa aplicable a la RPS, dado que se ajusta a lo establecido al respecto en la GS 1.10 Rev. 2.
- Se considera aceptable el listado de normativa seleccionada por el titular como aplicable a la RPS en relación a los parámetros del emplazamiento.
- En su análisis, el titular concluye como adecuado tanto el proceso efectuado de análisis de nueva normativa como el de gestión de las BL. La evaluación no ha identificado ninguna desviación en el análisis del titular en lo que concierne al ámbito de parámetros del emplazamiento.

- En las Fichas de Normativa de los factores FS 1 y FS 7, el titular considera adecuado el cumplimiento con las referencias normativas analizadas. La evaluación no ha identificado ninguna desviación en el análisis del titular.
- Dado que el titular: ha llevado a cabo la revisión del documento de BL de la central (K96-8105) para incluir las bases de licencia hasta la fecha de corte de la RPS (30 de junio de 2019); ha analizado la coherencia entre esta nueva revisión de las BL y el ES, y dado que ha empleado para ello la metodología y estructura propuesta en la carta CSN/C/SG/COF/19/03, CITI considera que se ha dado adecuada respuesta a lo indicado en los puntos 2.3 y 2.4 de la citada carta. En el punto 2.3 lo que se requería eran la inclusión de los documentos K96-8105, "Bases de Licencia de la C.N. Cofrentes", Rev.16 de 16/03/2020, y 038-994-E-Z-00001, "Análisis de coherencia entre el Informe de Bases de Licencia y el Estudio Final de Seguridad", Edición 1 de 28/02/2020, en la documentación adjunta a la solicitud de renovación de la AE, tal y como ha hecho el titular.

En relación a la coherencia entre las BL y el ES, cabe destacar que en determinados documentos, el titular hace referencia a la propuesta para comentarios de la RG 1.23 Rev. 1 (draft de 1980) como base de licencia, mientras que en otros lo hace a la versión definitiva de la RG 1.23 Revisión 1 (de 2007). Las discrepancias documentales detectadas fueron recogidas en la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/30, en donde se solicitó al titular que aclarase si la guía RG 1.23 Rev. 1, de 2007, se encuentra realmente incorporada a las Bases de Licencia de la central.

En su respuesta, mediante la carta de referencia *2099983301791* (nº registro 44437, del 30/07/2020), el titular hizo mención a la nueva revisión 55 del ES de junio de 2020 (las discrepancias implicaban, entre otros documentos, a la anterior revisión 54 del ES), así como a la adecuación de la próxima actualización del documento de Bases de Licencia (revisión 17) y del resto de documentos implicados a esta nueva revisión 55 del ES. Sin embargo, dado que ni la revisión 55 del ES ni el resto de documentos aludidos en la respuesta del titular corresponden a la documentación a ser evaluada dentro del periodo de la RPS, la evaluación no puede considerar como resueltas las discrepancias documentales en el marco de la misma.

Por ello, la evaluación considera que el titular debe modificar el texto de la RPS, en la Revisión 1 de la misma, para aclarar si la guía RG 1.23 Rev. 1, de 2007, está realmente incorporada a las BL de la central, y resolver definitivamente las discrepancias documentales señaladas en la PIA.

En su Informe de Compromisos el titular ha incluido el compromiso RPS-COF-C-01-04-D/B, por el cual incorporará una aclaración sobre la revisión 1 de la RG 1.23 como base de licencia en la revisión 1 del informe de análisis de la RPS para el FS 1, y adaptará la información que figura al respecto en el documento de Bases de Licencia (K96-8105). El plazo de este compromiso está ligado a la emisión de la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS, así como a la de la revisión 17 del documento K96-8105 (prevista para 2021). El citado compromiso de CNC se considera aceptable, y que da respuesta a lo requerido, por CITI.

- La evaluación ha comprobado que el titular ha dado respuesta específica a todos los requisitos asociados a la AE vigente revisados dentro del alcance de este informe, con la

excepción de las actividades del proceso de actualización de la caracterización sísmica del emplazamiento, que se encuentran todavía en curso dentro de los plazos establecidos por la denominada ITC-sísmica.

- La evaluación ha verificado que el titular ha dado cumplimiento a los requisitos recogidos en el apartado h de la ITC nº 11 de la AE vigente, relativos a la revisión del contenido del capítulo 2 del ES de CNC y a los mecanismos de actualización del mismo.
- La evaluación ha verificado que el titular ha dado respuesta específica a los dos aspectos relativos al análisis de riesgos externos del tercer apartado de la carta CSN/C/SG/COF/19/03 dentro del documento de análisis del FS 7.

II. Normas, códigos y prácticas relacionadas con la sismicidad del emplazamiento

El área CITI ha evaluado el análisis de normativa y cumplimiento de las BL realizado por el titular, así como los trabajos que ha desarrollado en el marco temporal de la RPS, en relación con la sismicidad del emplazamiento y los factores de seguridad FS 1 y FS 7. Como conclusión general, los análisis realizados por el titular se consideran aceptables, teniendo en cuenta lo siguiente:

La evaluación considera que, en lo que respecta exclusivamente a la instrumentación sísmica de campo libre, CNC debe adoptar la revisión 3 de la guía RG 1.12 “Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes” como base de licencia, dado que introduce mejores prácticas y lecciones aprendidas respecto a la revisión 2, en cuanto a implantación y mantenimiento de dicha instrumentación.

Ello supondrá, en esencia aunque no únicamente, modificar la instrumentación sísmica de campo libre para satisfacer las posiciones reguladoras incluidas en la citada RG. La evaluación considera especialmente importante que el titular adopte las mejoras necesarias para robustecer la protección de la instrumentación sísmica de campo libre frente a inundaciones base de diseño, al estar ubicada en una cota que quedaría inundada caso de producirse alguna de las combinaciones postuladas en la base de diseño para los niveles máximos de inundación.

El titular ha dado respuesta a este aspecto asumiendo en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-05-B/E, cuyo texto es el siguiente: “RG 1.12 Rev. 3. Adaptar la instrumentación de campo libre para cumplir con las recomendaciones de la revisión 3 de la RG 1.12 ‘Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes’ e incluir una mejora para reforzar su protección contra inundaciones. Posteriormente incorporar la revisión 3 de la RG 1.12 a las Bases de Licencia como norma aplicable a la instrumentación de campo libre”. Plazo de implantación: diciembre de 2022 salvo que la modificación de diseño requiriera intervención en la Recarga 24 (2023). La incorporación de la revisión 3 de la RG 1.12 como base de licencia aplicable al diseño de la instrumentación de campo libre será efectiva tras la implantación de las modificaciones necesarias para su cumplimiento, incorporándose formalmente en la siguiente revisión del documento de Bases de Licencia (K96-8105) de la central.

El área CITI concluye que este compromiso recoge adecuadamente los requisitos de la evaluación, así como los plazos propuestos, por lo que es aceptable.

III. Normas, códigos y prácticas relacionadas con meteorología y riesgos externos

En esta evaluación el área CITI ha revisado la normativa y buenas prácticas relacionadas con meteorología y riesgos externos analizados en los factores de seguridad FS 1 y FS 7. Como conclusión general, CITI considera el análisis aceptable, si bien identifica los siguientes aspectos:

- La problemática asociada a la revisión 1 de la RG 1.23 (2007), la cual se ha expuesto anteriormente, al tratar los resultados y conclusiones de la evaluación de CITI en su informe CSN/IEV/CITI/COF/2005/1265, y que, tal y como en ese apartado se indica, ha sido resuelta mediante el compromiso del titular RPS-COF-C-01-04-D/B, considerado aceptable por la evaluación.
- En su documento RPS-COF-IN-0021, de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/30, el titular afirma que no ha analizado la aplicabilidad del ANSI/ANS-3.11-2015 al considerar que sólo debe hacerlo si la USNRC lo endosa en una nueva revisión de la RG 1.23, argumento no considerado aceptable por la evaluación. No obstante, el titular ha asumido el compromiso RPS-COF-C-01-06-I, para analizar la aplicabilidad de la norma ANSI/ANS-3.11-2015 a fin de valorar su incorporación como base de licencia. Plazo de realización: diciembre de 2021. La evaluación considera aceptable este compromiso.

IV. Análisis de aplicabilidad de la USNRC RG 1.27, rev.3 (FS 1) y en aspectos hidrogeológicos

La RG 1.27 “Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants” proporciona métodos y procedimientos aceptables para establecer las características del sumidero final de calor (UHS) de los sistemas de seguridad. En CN Cofrentes la RG 1.27, Rev. 2 es actualmente base de licencia.

La evaluación del análisis de la aplicabilidad que realiza CNC dentro de la RPS en relación con la RG 1.27 Rev. 3 la han llevado a cabo las áreas CITI e INSI, cada una dentro de sus ámbitos de competencia. Dado que el seguimiento y evaluación de los aspectos relativos al sumidero final de calor se realizan conjuntamente entre las áreas CITI e INSI, cabe mencionar que el área INSI elaboró la nota de evaluación CSN/NET/INSI/COF/2004/435, que dio lugar a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/26, “CN Cofrentes. Petición de información adicional relativa a la Revisión Periódica de Seguridad, en cuanto a aspectos del análisis de las Guías Reguladoras RG 1.27 y RG 1.149”. Como respuesta a la citada PIA, el titular envió al CSN su informe RPS-COF-IN-0028, acompañado de documentación anexa.

Tras la presentación de las conclusiones preliminares de evaluación al titular, reunión de fecha 15/10/20, se mantuvieron dos reuniones específicas por video conferencia entre el titular y las áreas INSI y CITI, para aclarar dudas surgidas en el contenido y alcance de algunas conclusiones transmitidas. Una reunión fue el 19/10/2020, sobre el cumplimiento de la RG. 1.27 Rev. 3, y la otra el 21/10/2020, sobre riesgos externos.

CITI ha analizado las posiciones reguladoras de la revisión 3 de la RG 1.27, considerando la información contenida en la RPS, el análisis de aplicabilidad específico enviado en respuesta a la PIA y la información adquirida en inspecciones realizadas, concluyendo que hay varios aspectos que en CN Cofrentes no se cumplen, o no se ha demostrado adecuadamente su cumplimiento. Estas conclusiones fueron transmitidas al titular en las reuniones mantenidas con el mismo, habiendo adquirido CNC, en su Informe de compromisos, los siguientes compromisos, en relación a la adecuación a la RG 1.27 Rev. 3:

- Compromiso RPS-COF-C-01-07-B, para incorporar la revisión 3 de la RG 1.27 'Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants' en las Bases de Licencia. Plazo de implantación: incorporar en la revisión del documento de Bases de Licencia (K96-8105) que se realice en 2022. (NOTA: Este compromiso es común al área INSI)
- Compromiso RPS-COF-C-01-08-I, relativo al cumplimiento de la posición C1 (c, d, e, f y k) de la RG 1.27 Rev. 3, para analizar, conforme a la revisión 3 de la RG 1.27 y con los datos registrados hasta el año 2019, las peores combinaciones en periodos de 30 días de los parámetros meteorológicos de control a efectos de la capacidad de refrigeración del sumidero final de calor. Analizar también posibles cambios en las condiciones climatológicas regionales que pudieran tener impacto en la capacidad de refrigeración del sumidero final de calor. A partir de los resultados de dichos análisis, determinar la necesidad de revisar los propios análisis del sumidero final de calor. Plazo de implantación: diciembre de 2021, para la realización del análisis.
- Compromiso RPS-COF-C-01-09-I, relativo al cumplimiento de la posición C2 de la RG 1.27 Rev. 3, para realizar cada 5 años, aplicando la revisión 3 de la RG 1.27, una verificación de los datos meteorológicos empleados en los análisis del sumidero final de calor, seleccionando los periodos meteorológicos más adversos según los registros reales actualizados de datos en el emplazamiento y considerando la evolución climática. En caso de necesidad como consecuencia de dicha verificación, revisar los análisis del sumidero final de calor. Plazo de implantación: realizar la primera verificación en 2026, después cada 5 años.
- Compromiso RPS-COF-C-01-10-M, relativo al estudio de los lodos acumulados en la balsa, en cuanto a caracterización y afección al volumen de agua útil, para completar la caracterización de los lodos de la balsa del sumidero final de calor para determinar con mayor precisión los procesos que tienen lugar en la misma, estableciendo el origen del lodo depositado y su evolución. Caracterizar también los sedimentos extraídos en la limpieza de las cántaras en la aspiración de las bombas. Llevar a cabo estas caracterizaciones en las limpiezas que se realicen, así como verificar tras la limpieza que los lodos extraídos no han afectado al volumen útil previsto de agua en la balsa; quedando todo ello debidamente documentado. Plazo de implantación: en las caracterizaciones que se lleven a cabo cada vez que se realicen limpiezas, a partir de la recarga de 2021.
- Compromiso RPS-COF-C-01-11-D, relativo a la estimación de espesor de lodos acumulados en la balsa del UHS, para incluir en la revisión 1 del informe de análisis en la RPS del FS 1 información relativa a los valores reales en peso y espesor de lodos obtenidos en las mediciones de planta al limpiar la balsa del sumidero final de calor, verificando que no han reducido el volumen útil previsto de agua en la misma. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

- Compromiso RPS-COF-C-01-12-I, relativo al cumplimiento de la posición C.6.a de la RG 1.27 Rev. 3, sobre la calidad química del agua de la balsa, para justificar la eficacia del cambio introducido en el tratamiento químico del agua del UHS. Plazo de implantación: marzo de 2021.
- Compromiso RPS-COF-C-01-13-I, relativo a la fiabilidad del sistema de medida de nivel en la balsa del UHS, para la realización de análisis de la fiabilidad de la medida de nivel de agua del sumidero final de calor, incluyendo las actuaciones en caso de OBE (Sismo Base de Operación). Plazo de implantación: marzo de 2021.

El área CITI considera estos compromisos aceptables.

3.4.0.8 Área de Garantía de Calidad (GACA)

(IEV de ref. CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295)

El alcance de la evaluación realizada por el área GACA, adicionalmente a la realizada sobre los FS dentro de su ámbito de evaluación, tratados en otros apartados del presente informe, ha sido:

- Valoración de la necesidad de solicitar aprobación a los cambios realizados al Manual de Garantía de Calidad (MGC).
- Análisis de nueva normativa que afecta a Garantía de Calidad.
- Cumplimiento de Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) e Instrucciones Técnicas (IT).
- El cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del Documento Base de la RPS, transmitidas en la carta CSN/C/SG/COF/19/03 de apreciación favorable del mismo.
- El cumplimiento de las responsabilidades incluidas en el apartado de organización y planificación de la Rev. 1 del DB de la RPS.
- Las bases de licencia de Garantía de Calidad incluidas en el ES y el documento de coherencia entre las Bases de Licencia y el ES.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/27, respondiendo CNC a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0023.

A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación del área GACA.

El 29/09/20 se mantuvo una reunión (CSN/ART/GACA/COF/2010/06) con CNC para tratar diversos aspectos sobre garantía de calidad en la RPS. En tal reunión se acordó que, por tratarse de un tema genérico que afecta al programa de acciones correctoras (GESPAC) de todos los titulares, se acuerda que será tratada en el ámbito sectorial (en la próxima reunión que se celebre del Grupo Mixto CSN-Sector (SNU, en lugar de como compromiso de la RPS, la propuesta del CSN de encontrar el modo de dejar constancia en GESPAC de los proyectos de los planes de gestión (sin que ello requiera que estos proyectos o planes de mejora a los que puedan dar lugar se desarrollen a través del mismo), con el fin de que:

- a) las no conformidades (NC) y las acciones correctivas que pudieran surgir como consecuencia de la implantación de los mismos queden vinculadas a una entrada GESPAC fácilmente comprensible.
- b) mejorar el GESPAC de modo que no solo recoja las Propuestas de Mejora identificadas actualmente en el mismo sino que, además, se citen en él los proyectos del plan de gestión y los planes de mejora derivados.

Plazo: acorde al calendario de reuniones del SNU, y de los acuerdos que en dicho grupo se alcancen.

El área GACA ha verificado el cumplimiento de las ITC emitidas en el ámbito de sus competencias.

El área GACA ha verificado que durante el periodo RPS no se han producido modificaciones al Manual de Garantía de Calidad de la central que hayan requerido aprobación del CSN.

El área GACA ha verificado el cumplimiento de las acciones, en el ámbito de su competencia, derivadas de la evaluación del Documento Base de la RPS Rev. 1.

En relación con el Documento Final de la RPS, como consecuencia de la evaluación del área GACA el titular ha adoptado los siguientes compromisos, relacionados con la coherencia entre los documentos ES y BL (el primero de ellos) y con las Bases de Licencia de la central (los 6 restantes), recogidos en su informe de compromisos (RPS-COF-IN-0037):

- Compromiso RPS-COF-C-01-23-D; para modificar el texto de la descripción de la PDM RPS-COF-FM-01.3-01 por la siguiente redacción: "Reforzar la difusión de los análisis de nueva normativa realizados cada año, de forma que toda la organización conozca las nuevas normas que se han incorporado a la Base de Licencia de la central, bien por ser nuevos requisitos de obligado cumplimiento, como es el caso por ejemplo de las IS, o bien por ser compromisos reguladores adquiridos por la central, como sería el caso de las revisiones de guías reguladoras. Para ello se incluirá en la formación periódica tanto las novedades normativas como un refresco de dónde consultar esta información." Plazo de implantación: Revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.
- Compromiso RPS- COF-C-01-24-D; para recoger en el informe de evaluación del FS 1 (RPS-COF-IN-0001), subfactor "Bases de licencia" la metodología y resultados del análisis realizado de coherencia entre el documento de K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) y el Estudio Final de Seguridad e incluir el cumplimiento con la totalidad del punto 3.16 de la IS 26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. Plazo de implantación: diciembre de 2021.
- Compromiso RPS-COF-C-01-25-I; para indicar en el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) la aplicabilidad de la normativa base de licencia en aquellos casos en que figure por error que se trata de normativa de referencia. La normativa de referencia no forma parte de las bases de licencia. Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes).

- Compromiso RPS-COF-C-01-26-I; para incluir en el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes), dentro de su anexo 2, nuevos anexos relativos a los capítulos 13 (Organización para la explotación), 16 (Especificaciones Técnicas) y 17 (Garantía de Calidad) del ES. Se indicará en cada uno de estos anexos en qué DOE/DB se desarrolla ese capítulo del EFS y se listarán las bases de licencia soportadas por dichos DOE/DB en cada uno de ellos, y para incluir la aplicabilidad de las normas recogidas como referencia en el Manual de Garantía de Calidad (entre ellas las UNE 73401 de 1995, UNE 73402 de 1995, UNE 73403 de 1995, UNE 73404 de 1998 y UNE 73405 de 2001 y las guías de seguridad del CSN de la serie 10) en el nuevo anexo que se cree para el capítulo 17 del EFS. Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes).
- Compromiso RPS-COF-C-01-27-I; para incluir en el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) las normas objeto de la NC-100000027160 con la revisión y fecha de aplicación; si no se ha podido determinar la revisión y fecha de alguna norma se abrirá la debilidad correspondiente en la revisión 1 de la RPS. En caso de ser necesario incluir en el EFS la revisión y fecha de la normativa aplicable objeto del registro de GESPAC NC-100000027160. Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes). En caso de ser necesario modificar el EFS, se hará en la revisión ordinaria tras la recarga de 2021 (R23).
- Compromiso RPS-COF-C-01-28-I; para incorporar el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) como referencia del Estudio Final de Seguridad. Plazo de implantación: revisión ordinaria del EFS tras la recarga de 2021 (R23).
- Compromiso RPS- COF-C-01-29-B; para incluir en el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) la norma UNE 73-401 del 1995 (actualmente figura como base de licencia la UNE 73-401 de 1987). Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes).

El área GACA considera aceptables estos compromisos y sus plazos asociados.

Plan piloto de análisis de nueva normativa

De acuerdo con el plan piloto de nueva normativa, se solicitó a CNC que analizará dos normas relacionadas con aspectos de garantía de calidad, RG 1.028 Rev.5 “Quality assurance program criteria (design and construction) y RG 1.164 Rev.0 “Dedication of commercial-grade items for use in NPPs”, que no habían sido analizadas en los informes anuales de nueva normativa en el momento de implantación de dicho plan, y que se incluyese dicho análisis en las fichas de análisis de normativa de la RPS:

- La RG 1.028 Rev. 5 es base de licencia en CN Cofrentes, y el análisis de normativa indica que la central cumple con los requisitos de esta RG. La evaluación considera este análisis aceptable.
- La RG 1.164 Rev. 0 no es base de licencia en CN Cofrentes, y describe un método aceptado por la USNRC para cumplir con los requisitos del Apéndice B 10CFR50 en la realización de un proceso de dedicación de componentes y servicios de grado comercial para aplicaciones relacionadas con la seguridad en centrales nucleares. Como consecuencia

del análisis realizado, CNC ha modificado los procedimientos PG 027 "Procedimiento para la gestión de la adquisición y/o dedicación de elementos para aplicaciones relacionadas con la seguridad" y PG 027.15 "Procedimiento para la dedicación de elementos codificados" para incluir la referencia al EPRI 3002002982, endosado por esta RG, y cuyas novedades incluidas tienen un carácter meramente formal, sin que afecte los procesos actuales descritos por el actual PG 027, por lo que CNC concluye que la normativa se encuentra ya implantada en la central nuclear Cofrentes.

3.4.0.9 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

El área GEMA ha evaluado el análisis de la normativa, códigos y buenas prácticas aplicables a los tres factores de seguridad asignados al área: FS 2, FS 3 y FS 4.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de gestión de vida y mantenimiento de los Factores de Seguridad 2, 3 y 4". CNC dio respuesta a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0026.

3.4.0.9.1 Factor de seguridad FS 2

(IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/CNC/2006/1267, para el subfactor 2.2 Inspección en Servicio; IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1278, para subfactores 2.1, 2.5 y 2.6)

En relación con el FS 2 (Estado de las ESC importantes para la seguridad), GEMA considera que el análisis realizado por el titular sobre la normativa, códigos y buenas prácticas aplicable es aceptable y no requiere actuaciones adicionales.

No obstante, cabe mencionar que como consecuencia de la revisión preliminar realizada por GEMA, se identificó una experiencia operativa externa que requería información adicional, lo cual se transmitió al titular en la PIA emitida, en la cual se solicitaba que:

"En relación con los análisis de experiencia operativa externa asociados a la inspección en servicio, el titular deberá remitir al CSN las lecciones aprendidas y acciones llevadas a cabo en relación con la "Information Notice" IN-2015-04 "Fatigue in Branch Connection Welds". Dicha IN alerta sobre la posibilidad de fallos por fatiga en soldaduras de tubería causadas por la entrada en resonancia de dichos tramos con la frecuencia de paso de álabe 5x de la bomba de recirculación. En relación con dicha problemática, se referencian otras IN sobre fatiga inducida por vibraciones que, a la vista de algunas experiencias operativas recientes, se considera relevante un análisis de aplicabilidad. Así mismo, se solicita que se informe si han sido llevadas a cabo algunas acciones sobre los programas de inspección en servicio o si se dispone de algún tipo de monitorización de dicho mecanismo".

Según respuesta dada por el titular en el informe RPS-COF-IN-0026, se indica que la IN 2015-04 había sido analizada con anterioridad. Según dicho análisis, las centrales más susceptibles de padecer el fenómeno son aquellas con bombas de recirculación con velocidad variable, como es el caso de las experiencias reportadas (Hope Creep NPP y Susquehanna NPP), no siendo el caso de CN Cofrentes, cuyas bombas operan a velocidad constante. Por otra parte, un fallo de este tipo se hubiera manifestado en CN Cofrentes a los inicios de la operación,

puesto que rápidamente hubiera acumulado miles de ciclos de fatiga. No obstante, por parte del titular se establecieron unas acciones preventivas mediante el registro GESPAC PM15/0132 (100000016787), que consistieron en realizar inspecciones de líquidos penetrantes de 4 conexiones tipo "branch" en las líneas de aspiración de las bombas de recirculación durante la recarga R20 (2015). El resultado fue aceptable, no mostrando signos de degradación en las líneas, concluyendo su análisis diciendo que las características de las bombas de CN Cofrentes hacen que esta experiencia operativa no sea de aplicabilidad en la planta. Así mismo, el titular indica que no ha tomado acciones adicionales sobre los programas de inspección, ni se ha establecido algún tipo de monitorización de dicho mecanismo. Las únicas líneas que sería necesario revisar serían aquellas cuyos soportes, accesorios y materiales fueran a ser modificados mediante alguna Orden de Cambio de Proyecto (OCP).

GEMA considera aceptable la información aportada sobre el análisis de aplicabilidad de la IN-2015-04, así como las acciones preventivas adoptadas.

3.4.0.9.2 Factor de seguridad FS 3

(IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1296)

En relación con el FS 3 (calificación ambiental de equipos), el área GEMA considera que, en general, el análisis de cumplimiento de la normativa, códigos y buenas prácticas aplicables, realizado por el titular es aceptable. La normativa y buenas prácticas consideradas por el titular en la RPS dentro de este FS son las identificadas previamente en el DB de la RPS Rev. 1.

A continuación, se resumen los resultados y conclusiones de los análisis realizados por el titular sobre la aplicabilidad de las normas que tienen al FS 3 como factor de seguridad principal y afectan al subfactor 3.2.

- RG 1.40 Rev. 1, RG 1.156 Rev. 1 y RG 1.213 Rev. 0: el titular llega a la conclusión de no incluirlas en sus BL por considerar no factible, o que hay mucha incertidumbre, que los suministradores vayan a proporcionar equipos calificados en base a dichas normas.

El área GEMA considera que CNC debe adoptar, e incluir en sus procedimientos, estas RG en las revisiones indicadas como "normativa de referencia" para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de equipos objeto de cada RG cuando ello sea posible.

- RG 1.73 Rev. 1: es clasificada en la RPS dentro del grupo de normas y códigos que son base de licencia de CNC, sin embargo, la conclusión del análisis de esta RG es que se mantiene la revisión 0 como base de licencia de la central, considerando la adopción de la revisión 1 si en el futuro los suministradores de actuadores los proporcionan calificados respecto a la misma.

El área GEMA considera que CNC debe adoptar, e incluir en sus procedimientos, la RG 1.73 Rev. 1 como "normativa de referencia" para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de actuadores de válvulas cuando ello sea posible.

- RG 1.158 Rev. 1: el titular indica que en el caso de que CNC disponga en el futuro de baterías 1E cuyo ciclo de servicio tenga una duración superior a 8 horas, o se realicen

sustituciones completas de baterías 1E, el grado de utilización de la revisión 1 de la RG 1.158 será estudiado caso por caso, en función del resto de bases de licencia que apliquen a las baterías afectadas.

El área GEMA considera que CNC debe adoptar, e incluir en sus procedimientos, la RG 1.158 Rev. 1 como “normativa de referencia” para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de baterías ácido-plomo cuando ello sea posible.

- RG 1.180 Rev. 1: CNC considera que los requisitos de esta norma aplican a nuevos equipos eléctricos y electrónicos relacionados con la seguridad que sean de tecnología electrónica analógica, digital o híbrida, no siendo necesario tomar ninguna acción para los equipos ya instalados. Tras la evaluación realizada, el titular considera que hay un cumplimiento adecuado de la norma y no se requieren acciones adicionales.

En relación con esta RG, derivado de la evaluación de la RPS por el área INEI, el titular ha adquirido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-03-05-B, para incorporar la revisión 2 de la RG 1.180 a las BL de la central, de acuerdo con las conclusiones del informe A62-5B262 Rev.1 “Evaluación de la aplicación de la RG 1.180 rev.2 en CN Cofrentes”. Plazo de implantación: en la revisión de 2023 del documento de Bases de Licencia (K96-8105), una vez finalizado el plan de mejora en curso para su aplicación sistemática, previsto para junio de 2022.

- RG 1.211 Rev. 0: endosa la IEEE 383-2003. En CN Cofrentes es base de licencia la IEEE 383-1974, endosada por la RG 1.89 Rev. 1. Según el titular, esta RG es consistente con la IEEE 383-1974, sin cambios significativos en el proceso de calificación: incluir dentro del alcance de los ensayos de accidente la rotura de línea de alta energía, lo cual ya se tuvo en cuenta en el proceso original de calificación de los cables de CN Cofrentes, estableciendo un perfil de accidente envolvente que cubre tanto el LOCA como el HELB. El análisis concluye, dada la naturaleza de la norma a adoptar, que no es necesaria ninguna actualización de la planta en cuanto a la aplicación de dicha norma, excepto para la compra de nuevos equipos en base a la norma IEEE 383-2003, lo que no se considera relevante al tener incluido CN Cofrentes dentro del alcance de los ensayos de accidente el HELB.

El área GEMA considera que existen otras diferencias entre las IEEE-383-74 y IEEE-383-2003 aparte de la mencionada por el titular en la RPS, y además la RG 1.211 presenta otras posiciones reguladoras adicionales al endorse de la IEEE-383-2003 cuyo análisis no presenta el titular. Por ello, en la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35 se solicitó a CNC un nuevo análisis de la RG 1.211. En el informe RPS-COF-IN-0026 el titular respondió lo siguiente:

En el documento A62-5A488, que evalúa la aplicación en CN Cofrentes de la RG 1.211, se analizan apartado por apartado las diferencias entre la IEEE 383_2003 y IEEE 383_1974, identificando en cada uno de ellos la naturaleza del cambio, indicando claramente si se trata de aspectos informativos, nuevos métodos de cualificación (EO, análisis como complemento a otros métodos de cualificación, test tipo). Así mismo, el documento indica claramente las diferentes posiciones reguladoras sobre los apartados del IEEE 383_2003. En base a todo ello, el apartado 6 de conclusiones referencia de manera expresa la

posición reguladora, indicando que CN Cofrentes dispone de un programa de monitorización de condiciones ambientales el cual está implementado en base al procedimiento PC 032, que define las medidas de temperatura y la instrumentación a utilizar, y el procedimiento PT MST 02.01, que define la metodología de tratamiento de los registros de temperatura y radiación, así como criterios, roles y responsabilidades de cada sección.

El área GEMA considera que, en la próxima revisión de la documentación asociada a la RPS, CNC debe modificar los apartados donde se describe el análisis de la RG 1.211 para reflejar lo indicado en el informe A62-5A488, tal como indica el titular en el documento RPS-COF-IN-0026, de respuesta a la PIA sobre aspectos de gestión de vida y mantenimiento de los Factores de Seguridad FS 2, 3 y 4. En respuesta a este aspecto, CNC ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-03-06-D.

Además, fruto de la evaluación preliminar del área GEMA, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-03-04-E, para adoptar la RG 1.211 "Qualification of safety related cables and field splices for Nuclear Power Plants" como normativa de referencia para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de cables, en base a la IEEE-383-2003, cuando ello sea posible. Plazo de implantación: a partir de la renovación de la Autorización de Explotación.

- RIS 03-09: según el titular, en el periodo analizado 2010-2019 se ha continuado con la aplicación de los programas existentes hasta ahora, habiendo introducido mejoras en procedimientos existentes (PC 032) y editando nuevos procedimientos (PT MST 02.01) para la mejora de los programas de monitorización ambiental de cables en ambientes adversos. Adicionalmente, en este periodo ha implementado diversas modificaciones de diseño encaminadas a mejorar las condiciones de los cables en zonas con ambientes adversos (OCPs-4507, 5168, 5260, 5367 y 5466). El titular concluye que no se requieren acciones adicionales, lo cual se considera aceptable por la evaluación.

En la revisión 1 del Informe de Compromisos el titular amplió el alcance del compromiso RPS-COF-C-03-04-E para adoptar una serie de guías reguladoras, indicadas por la evaluación, como normativa de referencia, lo cual se considera aceptable.

Como resumen de conclusiones de la evaluación realizada, el área GEMA propone requerir a CNC lo siguiente:

- CNC deberá llevar a cabo el compromiso RPS-COF-C-03-04-E, consistente en:
 - Mantener la posición reguladora C(6) de la RG 1.211 "Qualification of Safety-Related Cables and Field Splices for Nuclear Power Plants" como base de licencia y adoptar el resto del contenido de la guía como normativa de referencia para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de cables, en base a la IEEE 383-2003, cuando ello sea posible.
 - Adoptar las siguientes guías reguladoras como normativa de referencia para definir los requisitos de calificación en las especificaciones de nuevos suministros de equipos cuando ello sea posible:

- RG 1.40 Rev. 1 "Qualification of Continuous Duty Safety-Related Motors for Nuclear Power Plants", para la calificación de motores eléctricos de servicio continuo.
- RG 1.073 Rey. 1 "Qualification Tests for Salety-Related Actuators in Nuclear Power Plants", para la calificación de actuadores de válvulas.
- RG 1.156 Rey. 1 "Qualification of Connection Assemblies for Nuclear Power Plants", para la calificación de conexiones.
- RG 1.158 Rey. 1 "Qualification of Safety-Related Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants", para la calificación de baterías ácido-plomo.
- RG 1.213 Rev. 0 "Qualification of Safety-Related Motor Control Centers for Nuclear Power Plants", para la calificación de centros de control de motores.

Plazo de implantación: a partir de la renovación de la Autorización de Explotación.

- CNC deberá llevar a cabo el compromiso RPS-COF-C-03-06-D, consistente en modificar, en la próxima revisión del documento de la RPS, los apartados donde se describe el análisis de la RG 1.211 para reflejar lo indicado en el informe A62-5A488 tal como indica el titular en el documento RPS-COF-IN-0026 de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

3.4.0.9.3 Factor de seguridad FS 4

(IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1291 para el subfactor 4.1; IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1278 para el subfactor 4.2)

Como consecuencia del análisis realizado de la normativa que afecta al FS 4 identificada por el titular, y teniendo en cuenta la información adicional suministrada por CNC, el área GEMA considera que CNC debe incluir en las BL de la central las siguientes guías reguladoras de la NRC:

- USNRC RG 1.54 "Service level I, II and III protective coatings applied to nuclear power plants" Rev. 3, que el titular incluye en su análisis, pero como normativa de referencia.
- USNRC RG 1.127 "Criteria and design features for inspection of water control structures associated with nuclear power plants" Rev. 2, que el titular no incluye en su análisis de normativa.
- USNRC RG 1.218 "Condition monitoring program for electric cables used in nuclear power plants" Rev. 0, que el titular incluye en su análisis, pero como normativa de referencia.

Trasladadas estas conclusiones al titular en la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares de la evaluación, el titular ha adoptado los siguientes compromisos, recogidos en su Informe de Compromisos:

- Compromiso RPS-COF-C-02-02-B, para la inclusión de la RG 1.54 Rev. 3 en las BL de la central. Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes). (NOTA: este compromiso es compartido con la evaluación del área IMES)

- Compromiso RPS-COF-C-04-01-B/I, para el análisis, justificación adicional y la inclusión de la RG 1.127 Rev. 2 en las BL de la central. Plazo de implantación: diciembre de 2021 para el análisis y justificación adicional, e incorporación en las Bases de Licencia en su revisión del año 2022. (NOTA: este compromiso es compartido con la evaluación del área IMES)
- Compromiso RPS-COF-C-04-04-B/I; para la inclusión de la RG 1.218 Rev. 0 en las BL de la central. Plazo de implantación: diciembre de 2022 para la finalización de las acciones previas, e inclusión en el documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) en su revisión del año 2024.

GEMA considera que estos compromisos, y los plazos establecidos, dan cumplimiento a las acciones resultantes de la evaluación realizada.

3.4.0.10 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

(IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

La evaluación se ha focalizado en aquellas normas de interés (en general, de la USNRC) que han sido revisadas en el periodo de análisis de la RPS (enero 2010-junio 2019) y que no son de obligado cumplimiento para CN Cofrentes; y en las que, por tanto, puede ser discutible su aplicación a la central.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016.

Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección, recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información sobre la organización del titular para llevar a cabo los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y de asignación de margen sísmico, y sobre la organización de su base de datos para archivar la documentación de estos temas.

Posteriormente a la reunión de presentación al titular de las conclusiones preliminares de la evaluación del CSN (15/10/20), tuvo lugar una reunión telemática entre CNC y el área IMES para aclarar determinados puntos de estas conclusiones.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES:

- CNC ha analizado en la RPS todas las normas que, dentro del alcance del área IMES, estaban identificadas en el DB de la RPS Rev. 1, lo que se considera aceptable.
- CNC ha realizado las fichas con los análisis de aplicabilidad de normativa en planta de forma correcta, evaluando si las anteriores ediciones de las normas analizadas formaban parte de sus BL o sus normas de referencia, cuáles han sido los principales cambios y si es aplicable teniendo en cuenta las características de la central.

De la evaluación del contenido del documento de RPS presentado por CNC, en lo referente a análisis de normativa que es objeto de evaluación de IMES, la evaluación considera que las conclusiones alcanzadas por el titular en cada normativa analizada son

aceptables, salvo en las conclusiones de dos RG, que IMES considera que deben formar parte de las Bases de Licencia de la central por incluir requisitos a los que, según el caso, CNC les está dando cumplimiento actualmente, o bien se han establecido modificaciones a especificaciones para dar cumplimiento a los mismos. Las RG a incluir como BL son:

- RG 1.54 Rev. 3 “Service Level I, II, III, and In-Scope License Renewal Protective Coatings applied to NPP”.

CNC ha establecido un plan de mejora para actualizar las técnicas de pinturas y recubrimientos, los procedimientos de mantenimiento y de cualificación del personal para adecuarlos a la revisión 3 de esta guía reguladora.

IMES considera que, sin embargo, dicha RG 1.54 Rev. 3 debe tener consideración de BL al recoger requisitos adicionales a los de la norma que es BL actualmente. En la definición de las BL de la central, CNC debe determinar, de forma justificada, cuál es el alcance de aplicación de esta norma y si existen requisitos de la norma que no aplicarán a CNC.

- RG 1.127 Rev. 2 “Criteria and Design Features for Inspection of Water Control Structures associated with NPP”.

El área IMES considera que la revisión 2 de esta guía reguladora debe incorporarse a la BL de CNC, de forma que los requisitos de diseño sean aplicables a futuras modificaciones de diseño mientras que los requisitos de inspección deben ser aplicables a toda la planta.

Asimismo, en relación con RG 1.127 Rev. 2, CNC debe analizar:

- Si el embalse del sumidero final de calor (UHS) de la central se encuentra dentro del alcance de esta norma.
- Justificar que el depósito de subsistema PCI sísmico no se encuentra dentro del alcance de esta norma confirmando que un potencial fallo de esta estructura no ocasionará la inundación de la planta.

El titular ha confirmado, en su Informe de Compromisos, que llevará a cabo las acciones mencionadas en los puntos anteriores asumiendo los siguientes compromisos:

- Compromiso RPS-COF-C-02-02-B, para la inclusión de la RG 1.54, revisión 3, en las BL. Plazo de implantación: revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes). (NOTA: este compromiso es compartido con la evaluación del área GEMA)
- Compromiso RPS-COF-C-04-01-B/I, para la inclusión de la RG 1.127, revisión 2, en las BL. Plazo de implantación: diciembre de 2021 para el análisis y justificación adicional, e incorporación en las Bases de Licencia (documento K96-8105) en su revisión del año 2022. (NOTA: este compromiso es compartido con la evaluación del área GEMA)

IMES considera que estos compromisos dan cumplimiento a las acciones resultantes de la evaluación realizada y son, por lo tanto, aceptables.

3.4.0.11 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI) (IEV de ref. CSN/IEV/INEI/COF/2011/1307)

La evaluación se ha focalizado en las normas y buenas prácticas relacionados con sistemas eléctricos y de I&C. La revisión del análisis del titular por parte de INEI ha consistido en la verificación de la adecuación del alcance, de acuerdo con el DB de la RPS Rev. 1 y la guía GS 1.10 Rev. 2, y de la idoneidad de los análisis de cada norma realizados por el titular.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0033.

Tras la reunión de presentación al titular de las conclusiones preliminares de evaluación (15/10/20), el día 21 de octubre de 2020 se mantuvo una reunión entre CNC e INEI (acta de reunión de ref. CSN/ART/INEI/COF/2010/07, en la que se trataron los aspectos relativos al análisis de la tensión post-disparo.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación del área INEI.

- *Revisión del cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del DB.*

En cuanto a las acciones derivadas de la evaluación del DB de la RPS Rev. 1, quedó pendiente la verificación de que algunos análisis de experiencia operativa ajena, considerados de interés por su implicación sobre el cumplimiento con la normativa aplicable a los sistemas eléctricos e I&C, están incluidos dentro de la documentación de la RPS. Concretamente, se solicitó por parte de INEI, por su especial interés, el análisis de las Information Notices IN 92-18, IN 93-64 e IN 14-10 de la USNRC.

En la documentación asociada a la RPS no aparece el análisis de ninguna de las tres IN comprometidas, por lo que dichos análisis fueron solicitados a través de la PIA. Como respuesta a la misma, CNC remitió el análisis de las dos siguientes IN de la NRC:

- IN 92-18 "Potential for Loss of Remote Shutdown Capability During a Control Room Fire".

Esta experiencia operativa ajena fue analizada por la central en el año 1992, no habiéndose identificado situaciones en las que las válvulas motorizadas de CNC tuviesen la misma configuración que la indicada en dicha IN.

Posteriormente, a raíz de la inspección de 2016 de acta CSN/AIN/COF/16/871, sobre verificación de la separación eléctrica entre el panel de parada remota y la sala de control, requerida por el criterio 19.4 de la IS 27, CNC desarrolló el documento A62-5A778 Rev. 1 "Impacto hot-short en la parada segura por incendio en Sala de Control". En dicho informe se evalúa el impacto de "hot-shorts" entre alimentaciones en paneles de sala de control. Como resultado de estos análisis se ejecutó durante la pasada Recarga 22 (2019) la modificación OCP-5465 "Protección lógica válvulas afectadas por hot short", que resolvió las debilidades encontradas.

La referida OCP fue evaluada y considerada aceptable en el informe CSN/IEV/INEI/COF/1908/1250 "Informe de evaluación para apreciación favorable, desde el punto de

vista eléctrico y de instrumentación, del plan de medidas para el cumplimiento con el Criterio General de Diseño 19.4 de la IS-27 del CSN, en C.N. Cofrentes: SA-17/05 rev.1.”.

Las modificaciones recogidas en esta OCP fueron apreciadas favorablemente por el CSN previo a su implantación, mediante carta de ref. CSN/C/SG/COF/19/09.

Por parte de INEI, se considera que el asunto planteado por la IN 92-18 queda resuelto con la implantación de la OCP-5465.

- IN 93-64 "Periodic Testing and Preventative Maintenance of Molded Case Circuit Breakers (MCCB)".

Respecto de la IN 93-64, CNC analizó esta IN en el año 1993. Posteriormente, a raíz de inspecciones del CSN sobre requisitos de vigilancia eléctricos e I&C, CNC reanalizó la citada IN, estableciendo un programa de pruebas de interruptores de caja moldeada (MCCB, pos sus siglas en inglés), el cual fue asimismo objeto de inspección. El titular identificó un total de 242 MCCB que no tenían un programa de pruebas periódicas, y decidió aplicarles la GAMA-0077E revisión 17 “revisión de interruptores caja moldeada”, salvo la prueba de disparo térmico. La periodicidad elegida para dicho programa de pruebas periódicas fue de 12 años. Para minimizar el impacto de estas pruebas, el titular decidió hacer coincidir estas pruebas con la revisión de su centro de control de motores (CCM) asociado, el cual se revisa mediante la GAMA-0600E.

El titular indicó que decidió no realizar la prueba de disparo térmico a los MCCB porque todos los MCCB dentro del alcance de este programa de pruebas periódicas cuentan con al menos un disparo térmico de otro dispositivo de protección aguas abajo de los mismos.

Además, el titular también puntualizó que la periodicidad con la que se prueba cada uno de dichos disparos térmicos aguas abajo de cada MCCB es de 12 años al menos. Dichos disparos térmicos se prueban mediante la ejecución de la GAMA-0601E.

Los análisis realizados por el titular se refieren tan solo a interruptores de caja moldeada de CCM. Se considera que este análisis debería ampliarse con alcance para todos los modelos de interruptores instalados en sistemas de salvaguardia de baja tensión, p.e. sistema de 125 Vcc, 120 Vac, paneles de distribución, etc., y ser remitido al CSN con fecha de diciembre de 2021 junto con la propuesta de pruebas que de él pudiera derivarse.

En el documento de EPRI nº 1009832 Rev.2 "Molded case circuit breaker application and maintenance Guide", en su sección 6.4, se indica que el mantenimiento preventivo a aplicar a cada interruptor depende de su criticidad. La norma de referencia que indica las pruebas a realizar a estos interruptores es la NEMA AB 4 "Guidelines for inspection and preventive maintenance of molded case circuit breakers used in commercial and industrial applications". Estos documentos de la industria, que contienen recomendaciones específicas para pruebas y mantenimiento de interruptores de caja moldeada (MCCB), están referenciados en la IN 93-64.

Entre las pruebas a realizar se deberá incluir la “Prueba de No-disparo”, consistente en que, previamente a la inyección de la intensidad de disparo térmico, se inyecta una corriente igual a la intensidad nominal del interruptor durante un tiempo entre 10 y 15 minutos, comprobando que el interruptor no dispare.

Adicionalmente, no se considera aceptable no probar el disparo térmico a los MCCB en base a la afirmación de CNC de que todos los MCCB dentro del alcance de este programa de pruebas periódicas cuentan con al menos un disparo térmico de otro dispositivo de protección aguas abajo de los mismos, puesto que el térmico situado aguas abajo en el caso de las válvulas motorizadas está activo en pruebas, estando baipasado en operación normal y siendo sus ajustes y función distintos.

Tras ser comunicada esta valoración al titular, CNC se ha comprometido a revisar el análisis de la IN 93-64 y remitir el resultado de dicho análisis al CSN, junto a la propuesta de actuación, en su caso, con plazo de diciembre de 2021, tal y como recoge el compromiso RPS-COF-C-09-02-I de su Informe de Compromisos.

Por parte de INEI, se considera que el asunto planteado por la IN 93-64 queda resuelto con este compromiso.

- IN 14-10 "Potential circuit failure-induced secondary fires or equipment damage".

La IN 14-10 establece que, en determinadas circunstancias, la ausencia de protección en circuitos amperimétricos de corriente continua o en circuitos de control de equipos puede causar calentamientos excesivos en los cables pudiendo originar incendios secundarios o daños térmicos a equipos.

CNC indica, en su respuesta a la PIA, que en el análisis realizado en el documento P64-5A328 "Impacto de espurios en parada segura por incendio en sala de control", en su Anexo III, se incluye un análisis detallado de todos los cables que se encuentran en sala de control que intervienen en alguno de los caminos de parada segura considerados en el alcance, analizando los distintos modos de fallo (circuito abierto, puesta a tierra, cortocircuito) que se producirían en el cable como consecuencia de una degradación del aislamiento, bien por calentamiento o por incendio de algún cable adyacente. Por ello, según el titular, el análisis realizado incluiría el indicado en la IN 14-10.

Se considera que el análisis realizado sobre el incendio en sala de control deja sin analizar los casos concretos mencionados en la IN 14-10, que además no se circunscriben a la sala de control, por lo que CNC debería realizar un análisis de detalle específico para esta IN, junto con una propuesta de modificación de diseño (por ej. la instalación de fusibles) en aquellos casos en que no pudieran descartarse incendios secundarios o el daño a equipos, que deberá remitirse al CSN en diciembre de 2021.

Tras ser comunicada esta valoración al titular, CNC se ha comprometido a realizar el análisis de aplicabilidad de detalle de la IN 14-10 "Potential Circuit Failure-induced Secondary Fires or Equipment Damage" y remitir el resultado de dicho análisis al CSN en diciembre de 2021, junto a la propuesta de actuación, en su caso, tal y como recoge el compromiso RPS-COF-C-09-01-I de su Informe de Compromisos.

Por parte de INEI, se considera que el asunto planteado por la IN 14-10 queda resuelto con este compromiso.

Asimismo, respecto de otros documentos relativos a experiencia operativa tales como IRS de la OIEA, WANO, Boletines de GE, etc., al igual que para el caso de las IN, CNC indicó que es en el documento de la RPS correspondiente al FS 9 donde estaba previsto incluir esta información.

En los Anexos al documento RPS-COF-IN-0009, donde se recoge el análisis de la RPS del FS 9, se listan los documentos analizados sin hacer referencia al informe anual de experiencia operativa que recoge dichos análisis, por lo que, a través de la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22, se solicitó el envío por parte del titular del análisis de los siguientes documentos:

- WSOER 1999-1 “Loss of Grid”, incluido el Addendum de 2004.
- WSOER 2002-2 “Emergency Power Reliability”.
- WSOER 2011-1 Rev. 1 “Large Power Transformer Reliability”.
- WSOER 2015-1 “Safety Challenges from Open Phase Events”, y su revisión 1.

CNC respondió que, si bien los WANO SOER son analizados por CNC, estos análisis no se incluyen en los informes anuales por motivos de confidencialidad de la información de WANO. No obstante, normalmente hay una equivalencia entre los WANO SOER y los INPO SOER (Event Reports Level 1), estando requerida la inclusión de estos últimos en los informes anuales de experiencia operativa.

CNC ha remitido el análisis de los documentos equivalentes de INPO correspondientes a los WANO SOER citados, que son los siguientes:

- INPO SOER 99-01 Addendum “Loss of Grid”, de fecha 10/12/2004.
- INPO SOER 03-01 de fecha 16/01/2003.
- INPO SOER 10-01 de fecha 17/03/2010.
- No existe ningún documento SOER de INPO equivalente WSOER 2015-1 y su revisión 1, por lo que no ha sido incluido en ningún Informe anual de Experiencia Operativa. Fue analizado en 2015 y sus recomendaciones están completamente implantadas. Como respuesta a la PIA, CNC ha adjuntado el registro 100000016955 ya finalizado en GESPAC, que recoge todas las acciones llevadas a cabo.

INEI ha revisado los análisis indicados considerándolos aceptables, si bien, con relación al análisis del INPO SOER 99-01, existen recomendaciones relacionadas con el análisis de tensión post-disparo, el cual se considera debe ser realizado de nuevo por parte de CNC con las consideraciones expuestas posteriormente al tratar la evaluación de INEI del FS 1.

Adicionalmente, en la evaluación del DB de la RPS Rev. 1, quedó pendiente la verificación de que ciertas acciones derivadas de los compromisos de la NAC de la AE vigenete están incluidas dentro de la documentación de la RPS. Este aspecto se incluye dentro del análisis correspondiente a la revisión de pendientes (ITC y compromisos) de la RPS anterior. Los compromisos que se citan, derivados de la evaluación de la información adicional solicitada con la PIA sobre evaluación del DB de la RPS Rev. 1, se consideran adecuados por el área INEI.

- *Revisión de los análisis de normativa y buenas prácticas de la RPS.*

En este apartado se exponen los compromisos correspondientes a las acciones a realizar por CNC como consecuencia de la evaluación realizada por INEI de la RPS asociada a la solicitud de renovación de la AE, indicándose la designación del compromiso del informe RPS-COF-IN-0037 que recoge cada uno de ellos. Estos compromisos se han dividido en función de que

estén asociados a normativa, a factores de seguridad o bien a actualizaciones a incluir en la Rev.1 del documento de la RPS.

Para el caso de los relativos a normativa se dividen en tres partes: en primer lugar, en aquellas normas que se van a incorporar a BL, en segundo lugar, en aquellas normas que requieren de la realización de un análisis de aplicabilidad previo con vistas a su incorporación a BL y, en tercer lugar, en acciones derivadas del análisis de normativa.

a) Incorporación de normativa a Bases de Licencia de acuerdo con los plazos indicados.

- RG 1.180 Rev.2 "Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems".

Se incorporará en la revisión de BL de 2023, una vez finalizado el plan de mejora en curso para su aplicación sistemática, previsto para junio de 2022. Incluido como compromiso RPS-COF-C-03-05-B del Informe de Compromisos.

- RG 1.75 Rev.3 "Criteria for Independence of Electrical Safety Systems".

Se incorporará como base de licencia para modificaciones futuras en la revisión de las BL de 2022. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-30-B del Informe de Compromisos.

- RG 1.231 Rev.0 "Acceptance of commercial-grade design and analysis computer Programs used in Safety Related Applications for Nuclear Power Plants".

Se incorporará como base de licencia para modificaciones futuras en la revisión de las BL de 2022, una vez revisado el proceso de control de configuración del software identificado en la acción de mejora RPS-COF-FM-01-02-A01. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-32-B del Informe de Compromisos.

- RG 1.9 Rev.4 "Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants".

Se incorporará a las BL, con las excepciones puntuales a las posiciones reguladoras C.1.4 y C.1.8 y al apartado 6.3 de la IEEE Std.387-1995, justificadas en el documento A62-5A388 Rev.0, así como a los apartados 7.2.1.3 y 7.4.1 de la IEEE Std.387-1995, justificadas en el documento A62-5A962.

Adicionalmente, la RG 1.9 Rev. 4 será aplicable para modificaciones de diseño futuras, a excepción de la posición reguladora C.1.8 en lo relativo a la lógica de la protección diferencial y de sobrevelocidad. El plazo de implantación será la revisión del documento de BL de 2022. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-34-B del Informe de Compromisos.

b) Realización de análisis con vistas a incorporación de normativa a BL de acuerdo con los plazos indicados.

- RG 1.63 Rev.3 "Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants" (endosa la IEEE 317-1983).

Se analizará la aplicabilidad de la RG 1.63 Rev.3 y se remitirá el resultado de dicho análisis al CSN, junto a la propuesta de actuación, en su caso, con plazo de diciembre

de 2021. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-31-I del Informe de Compromisos.

- IEEE 946-2004 "IEEE Recommended Practice for the Design of DC Auxiliary Power Systems for Generating Stations".

Se analizará la aplicabilidad de la IEEE 946-2004 y se remitirá el resultado de dicho análisis al CSN, junto a la propuesta de actuación, en su caso, con plazo de diciembre de 2021. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-33-I del Informe de Compromisos.

- c) Realización de acciones derivadas del análisis de normativa de la RPS de acuerdo con los plazos indicados.

- IEEE 765-2006. "IEEE Standard for Preferred Power Supply for Nuclear Power Generating Stations".

Se actualizará el estudio de estabilidad de la red, realizado en el año 2011, o bien se justificará mediante estudio que lo soporte, la no necesidad de actualización del mismo en base a las modificaciones realizadas desde entonces y a sus condiciones de operación (asociado a la IEEE 765-2006 "IEEE Standard for Preferred Power Supply for Nuclear Power Generating Stations", punto 5.1.4), y se remitirá al CSN con plazo de implantación de diciembre de 2021. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-36-I del Informe de Compromisos.

- GL 06-02: "Grid Reliability and The Impact on Plant Risk and The Operability of offsite Power".

Rehacer el análisis de tensión post-disparo con un alcance que tenga en cuenta las distintas condiciones de operación de la planta y de la red, considerando en los cálculos distintas hipótesis de disparo de la planta y de carga de servicios auxiliares y teniendo en cuenta los puntos tratados en la reunión citada, con fecha máxima de marzo de 2022. Ello ha quedado reflejado en el compromiso RPS-COF-C-01-38-I del Informe de Compromisos.

- RIS 11-12 Rev.1 "Adequacy of Station Electric Distribution System Voltages".

Se llevará a cabo una actualización del estudio R20-8075 "Estudio de tensión degradada de los sistemas de media y baja tensión", teniendo en cuenta el RIS 11-12 Rev.1 y otras referencias actuales que puedan ser aplicables, y se remitirá al CSN en marzo de 2022. Incluido como compromiso RPS-COF-C-01-37-I del Informe de Compromisos.

Como conclusión global, INEI considera que el análisis de normativa en el ámbito de la RPS realizada por el titular es aceptable, con las acciones adicionales que se recogen en este apartado. Asimismo, indica que los compromisos adoptados por el titular de acuerdo con los plazos indicados, responden adecuadamente a las acciones que resultan de la evaluación de INEI de la RPS asociada a la solicitud de renovación de la AE, por lo que se consideran aceptables. En cuanto a los estudios y análisis recogidos en los compromisos, se considera que deberán ser remitidos al CSN con el mismo plazo correspondiente a su realización.

3.4.0.12 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU) (IEV de ref. CSN/IEV/INNU/COF/2011/1305)

El área INNU ha revisado el análisis realizado por el titular en la RPS al respecto de normativa, códigos y buenas prácticas, en el ámbito de sus competencias.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/38, dando respuesta el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0030.

A continuación se expone un resumen de los resultados y conclusiones de la evaluación realizada.

Durante la evaluación del DB de la RPS Rev. 1 por parte del área INNU se consideró aceptable la definición general del enfoque de la RPS por el titular y, en concreto, lo relativo al capítulo de "Normas, códigos y prácticas". Sin embargo, en el Anexo a la carta de apreciación favorable del Documento Base (CSN/C/SG/COF/19/03), se solicitó a CNC que incluyera en el documento de la RPS el análisis de 2 normas relativas al almacenamiento de combustible gastado que son las siguientes:

- SSG-15 "Storage of Spent Fuel" (2012) del OIEA y, como consecuencia, la GSR Part 5 "Predisposal Management of Radioactive Waste" (2010).
- Guía del OIEA NS-G-1.4 "Design of Fuel/ Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants", del 2003, que está referenciada por la SSB-25 "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants" del OIEA.

Estas normas aparecen analizadas en el Anexo 3.1 del documento de la RPS. Las conclusiones del titular al respecto de su aplicación son, para el primer documento (SSG-15 y GSR, Part 5) que todas sus recomendaciones están consideradas en el diseño y operación del ATI de CN Cofrentes y que el cumplimiento con las instrucciones IS 20 e IS 29 del CSN más la normativa del país de origen 10 CFR 71 y 10 CFR 72 garantizan el cumplimiento con la guía del OIEA. Para el segundo documento, el análisis concluye que sus requisitos son similares a la Base de Licencia de CN Cofrentes, que cumple con la normativa del país de origen, lo cual la alinea con las recomendaciones de la guía del OIEA.

Estos documentos no aparecen considerados en el documento de BL que acompaña la RPS (K96-8105 Rev.16), así como tampoco lo hacen la IS 20 ni la IS 29. La normativa americana 10 CFR 72 tampoco figura incluida en las BL Rev. 16 de la central, aunque sí lo está la 10 CFR 71. Consultada el área ARAA con respecto a la situación de las bases de licencia del ATI de CN Cofrentes, cuya evaluación está en curso, se aclaró que el titular pretendía incluir en dicha recopilación los documentos citados en el presente párrafo tras la aprobación del ATI por el CSN, sin perjuicio de que las IS se consideraran base de licencia aplicable desde el primer momento.

Por lo tanto, el área INNU considera que el titular deberá revisar la recopilación de Bases de Licencia que acompaña a la solicitud de renovación de la AE para incluir en ella los documentos siguientes, que aplican al ATI:

1. Instrucción del Consejo IS 20, de 28 de enero de 2009, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.
2. Instrucción del Consejo IS 29, de 13 de octubre de 2010, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal del combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.
3. 10 CFR 72 - Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related greater than Class C Waste.
4. SSG-15 "Storage of Spent Fuel" (2012) del OIEA y, como consecuencia, la GSR Part 5 "Pre-disposal Management of Radioactive Waste" (2010).
5. Guía del OIEA NS-G-1.4 "Design of Fuel/ Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants", del 2003, que está referenciada por la SSB-25 "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants" del OIEA.

Y además, por homogeneidad con las otras centrales que ya han pasado por la tercera RPS:

6. NUREG-1536, rev.1 "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility".
7. Regulatory Guide 3.61, rev.1 "Standard format and Content for a Topical Safety Analysis Report for a Spent Fuel Dry Storage Cask".
8. ANSI/ANS-57.9. 1992 "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type)".

Finalmente, cabe indicar que el titular no ha incluido en su Informe de Compromisos (RPS-COF-IN-0037) estas actualizaciones a la Base de Licencia exigidas de forma inmediata, entendiendo que es suficiente la actualización prevista de las mismas en el periodo de 6 meses habitual, argumentando que, de forma evidente, la central estará en todo momento cumpliendo con las IS, que pasan automáticamente a ser base de licencia en el momento en que se produzca la autorización de la puesta en marcha del ATI, aunque el documento de recopilación de las BL todavía no lo refleje. El área INNU considera esta posición aceptable.

3.4.0.13 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

A continuación se resumen los resultados de la evaluación de INSI del análisis de normativa, códigos y buenas prácticas realizado por el titular, agrupados por factor de seguridad involucrado, en el ámbito de sus competencias, y el análisis de normas específicas:

- i. *Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables a los factores de seguridad FS 1 y FS 2* (IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1314)

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/29, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0034.

INSI ha realizado un cribado de las normas incluidas en la RPS aplicables a estos FS, dentro su ámbito de competencia, estableciendo unos criterios de selección acordes con su potencial

impacto en la seguridad y ha centrado su evaluación en el análisis de las normas seleccionadas. Para hacer esta valoración, fundamentalmente se ha revisado si lo que no es base de licencia debería serlo y también en aquellas normas que no son base de licencia, si el análisis de normativa es adecuado.

De acuerdo con los criterios establecidos, INSI ha revisado: 6 guías reguladoras de la USNRC, 6 regulatory issue summaries (RIS); y 3 guías del OIEA.

A continuación se resume lo más relevante de la evaluación realizada.

De las 6 RG seleccionadas, 3 de ellas (RG 1.027 Rev. 3, RG 1.052 Rev. 4 y RG 1.140 Rev. 3) son objeto de evaluaciones específicas. De las restantes, cabría destacar:

- RG 1.068 “Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants” en revisión 4. El titular indica que esta normativa está incluida en sus BL pero en su revisión 3.

Esta guía reguladora describe el alcance general y la profundidad que la USNRC considera aceptable para demostrar el cumplimiento con la normativa que es aplicable a los Programas de Pruebas Iniciales de las centrales nucleares refrigeradas por agua ligera.

La revisión 4 añade al Programa de Pruebas nuevas pruebas preoperacionales, pruebas a baja potencia y pruebas durante el ascenso de potencia.

Del análisis realizado por el titular sobre la aplicabilidad de la revisión 3 de esta RG, a petición del CSN en el marco de la ITC sobre la NAC asociada a la AE vigente, CNC concluía que aplicaría la revisión 3 de la guía para desarrollar el programa de pruebas en caso de un hipotético aumento de potencia.

En lo que respecta al análisis de aplicabilidad de la revisión 4, emitida en junio de 2013, el titular decidió mantener la revisión anterior como base de licencia para las pruebas a realizar en caso de que abordara en el futuro un nuevo aumento de potencia.

Dado que la revisión 4 de esta RG añade al Programa de Pruebas nuevas pruebas preoperacionales, pruebas a baja potencia y pruebas durante el ascenso de potencia, el área INSI considera necesario que el titular incorpore esta revisión a sus BL, con un alcance limitado a las modificaciones de diseño futuras cuyo diseño sea compatible con los requisitos de la norma.

CNC ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-22-B, por el que incorporará la revisión 4 de la RG 1.68 “Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants” a sus Bases de Licencia, con alcance limitado a modificaciones de diseño futuras cuyo diseño sea compatible con los requisitos de la norma. Plazo de implantación: en la revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes). La evaluación considera este compromiso aceptable.

- Regulatory Guide 1.082 “Water Sources for Long Term Recirculation Cooling Following a Loss of Coolant Accident” en revisión 4. El titular indica que esta normativa está incluida en sus BL pero en su revisión 2.

En relación con esta RG, el tema de la problemática asociada a la obstrucción de los filtros de los ECCS cuando se opera en el modo de aspiración de la piscina de supresión ha sido

objeto de contactos entre el CSN y CNC, tal como la reunión celebrada al respecto en febrero de 2019.

En esta reunión el titular indicó que había analizado las conclusiones del grupo de propietarios de centrales BWR (BWROG) teniendo en cuenta las particularidades de CN Cofrentes y que habían resuelto adecuadamente los aspectos relacionados con el atascamiento de los filtros de los ECCS mediante la eliminación del aislamiento fibroso y su sustitución por uno reflectivo, eliminado el material residual existente en la contención y pozo seco y controlando el inventario de éste mediante procedimientos y procesos.

En esta reunión se acordó que CNC elaboraría un informe recopilatorio de las medidas adoptadas en relación con la problemática asociada a la potencial obstrucción de los filtros de aspiración de los ECCS incluyendo, adicionalmente, las justificaciones para considerar cerrado el tema. El titular envió el informe de cierre el 11 de julio de 2019.

El área INSI considera que con las actuaciones llevadas a cabo se puede considerar técnicamente cerrado este tema, estando prevista la elaboración, a lo largo del año 2021, de un informe del área evaluadora para documentar formalmente este cierre.

- RG 1.187 "Guidance for Implementation of 10 CFR 50.59 "Changes, Tests and Experiments"" Rev. 1. El titular indica que esta normativa no está incluida en sus BL.

El titular ha propuesto la PDM RPS-COF-FM-01-04 "Revisión del PG 011 para incluir las aclaraciones de la RG 1.187, rev. 1", mediante la que las clarificaciones de esta guía reguladora serán tenidas en cuenta en la aplicación del procedimiento PG-011 "Análisis previo, evaluación de seguridad y análisis de seguridad de modificaciones de ESC, procedimientos, modificaciones temporales y pruebas".

Esta PDM lleva asociada la acción RPS-COF-FM-01-04-A01 y ha sido clasificada por el titular como de prioridad 4, por lo que no forma parte del Plan de Acción propuesto, sino que se traslada al GESPAC.

INSI considera que el titular cumple con esta RG. Por otra parte, dado que existe normativa española que recoge los aspectos de esta guía y que el titular está teniendo en cuenta las aclaraciones contenidas en ella para la aplicación del procedimiento PG-011, no se considera necesario requerir al titular que incorpore esta guía en sus BL.

En lo que respecta a la evaluación realizada sobre los RIS seleccionados, INSI concluye que el análisis de los mismos llevado a cabo por el titular es aceptable, y no se requieren acciones adicionales.

En lo que respecta a las guías del OIEA, ninguna de las consideradas en la RPS dentro del alcance del área INSI es base de licencia. De la evaluación llevada a cabo por INSI de los análisis de las mismas se concluye que, dado que las guías OIEA son de carácter más general que las bases de licencia de la central, se considera que el titular cumple suficientemente con ellas y que su análisis de aplicabilidad es aceptable.

ii. *Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables al factor de seguridad FS 5*
(IEV de re. CSN/IEV/INSI/COF/2010/1293)

El área INSI ha evaluado el análisis realizado en la RPS sobre normativa, códigos y buenas prácticas aplicables al FS 5.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, se emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/34, dando respuesta el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0025.

La evaluación ha comprobado que el alcance la normativa y códigos considerados tanto en el DB de la RPS Rev. 1 como en el documento de la RPS de CN Cofrentes relativo al FS 5, que actualiza la información hasta la fecha de corte de la RPS (30/06/2019), son las adecuadas, no identificándose ninguna carencia al respecto.

Se considera que el análisis realizado por el titular del FS 5 de aquellos aspectos que entran dentro del ámbito de evaluación del área INSI se ajusta a la metodología y proceso reflejado en el DB de la RPS Rev. 1 y la GS 1.10 Rev.2. La información aportada se considera asimismo suficiente.

iii. *Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables al factor de seguridad FS-11 y al subfactor 5.4 "Cálculos soporte de POE GAS"*
(IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1316)

La evaluación ha consistido en realizar un chequeo de las normas y buenas prácticas contenidas en el análisis del titular en los aspectos dentro del ámbito de competencias de INSI del factor de seguridad FS 5 y del subfactor de seguridad 5.4.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable por parte de INSI, el CSN emitió las siguientes PIA:

- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/39 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería de sistemas del factor de Seguridad 11", respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0036.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/28 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto al subfactor 5.4 de análisis soporte de los POE/GAS". Informe de respuesta de CNC: RPS-COF-IN-0020.

De la evaluación realizada, INSI considera que la normativa y buenas prácticas consideradas por el titular en la RPS, dentro del FS 11 y el subfactor 5.4 son las identificadas en el DB de la RPS Rev.1, y que el análisis realizado por el titular de la normativa y buenas prácticas es suficiente y no se requiere ninguna actuación adicional.

Cabe indicar que, en relación al cumplimiento de la instrucción del Consejo IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares, actualmente están pendientes de desarrollo e implantación las Guías de Accidente Severo en Parada (GASP), a partir de su desarrollo por parte del grupo de propietarios BWROG

y que se incluyen como novedad en las "Emergency Procedure Guidelines/Severe Accident Guidelines" (EPG/SAG) Rev. 4, aprobadas en junio de 2018.

iv. *Evaluación específica relativa a las USNRC RG 1.27 Rev.3 y RG 1.149 Revs. 3 y 4*
(IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2004/1262)

Además de las evaluaciones descritas en los apartados 1, 2 y 3 precedentes, el área INSI ha realizado evaluaciones específicas de normas consideradas de especial interés. En este apartado se resumen las evaluaciones correspondientes a las 2 siguientes guías reguladoras:

- USNRC RG 1.27 "Ultimate heat sink for nuclear power plants" Rev. 3. Esta norma está asociada con los factores de seguridad FS 1 y FS 5.
- USNRC RG 1.149 "Nuclear power plants simulation facilities for use in operator training, license examinations and applicant experience requirements", revisiones 3 y 4. Esta norma está asociada con el FS 12 (principal) y con el FS 11.

El alcance de la evaluación comprende el cumplimiento por parte de CN Cofrentes, y la idoneidad de las acciones de mejora propuestas por el titular, en relación con las citadas normas. Adicionalmente, dado que esta normativa no es en la actualidad base de licencia de la instalación, está dentro del alcance de la evaluación determinar si debe pasar a formar parte de las BL y, en caso afirmativo, en qué condiciones.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, se emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/26, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0028.

La evaluación la han llevado a cabo tanto INSI como CITI, cada área dentro de sus ámbitos de competencia. A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación:

- a) La evaluación considera que, debido a que la RG 1.27 Rev. 3 introduce posiciones reguladoras que suponen un cambio importante respecto a la RG 1.27 Rev. 2, base de licencia de CN Cofrentes, debe pasar a formar parte de las Bases de Licencia de la central, aspecto que el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos como compromiso RPS-COF-C-01-07-B. Plazo de implantación: revisión de las BL en el año 2022. La evaluación valora este compromiso como aceptable, si bien considera que este aspecto debe ser también requerido por ITC.
- b) La evaluación considera que la GL 89-13 Service Water System Problems Affecting Safety-Related Equipment" Supplement 1 debe pasar a formar parte de las Bases de Licencia de la central, aspecto que el titular ha adoptado en el compromiso RPS-COF-C-01-21-B. Plazo de implantación: revisión 17 que se realice del documento Bases de Licencia (k96-8105) en el año 2021. La evaluación valora este compromiso como aceptable, si bien considera que este aspecto debe ser también requerido por ITC.

En relación con aspectos derivados de inspecciones sobre cambiadores de calor y sumidero final de calor:

- c) En cuanto al tema de fugas en el sistema de agua de servicio esencial (P40), la evaluación considera que el procedimiento PC-077 "Procedimiento para la Gestión de fugas" debe

incluir qué sistemas son criticidad nivel I, II y III. El seguimiento de fugas de CN Cofrentes para el sumidero final de calor y el sistema P40 debe cumplir con la posición reguladora k de la RG 1.27. Este aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-14-I. Plazo de implantación: diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- d) En cuanto al tema de presencia de pustulaciones en el sistema de agua de servicio esencial (P40), la evaluación considera que la modificación de diseño de sustitución de los “caps” del extremo de los colectores por unas tapas embridadas deberá asegurar no solamente la eliminación de las anomalías asociadas a las obstrucciones, sino entre otros aspectos: caracterización cuantitativa y cualitativa de la cantidad de pústulas en el sistema; eliminación de las pústulas del sistema y, entre ellas, eliminación de las pústulas que pudieran obstruir las boquillas o las que pudieran llevar a obstrucciones en tubos de los cambiadores de calor del sistema. El alcance de los trabajos debe incluir un estudio de la operabilidad del sistema con pústulas en su interior. Este aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-15-M. Plazo de implantación: recargas de 2021 (R23) y de 2023 (R24). La evaluación considera este compromiso aceptable.
- e) En cuanto al tema de desgaste de boquillas en los colectores de descarga del sistema P40, la evaluación considera que CNC deberá planificar y ejecutar la inspección dimensional con precisión suficiente de una muestra representativa de las boquillas según su posición en el sistema y posibilidad de desgaste, aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-16-M. Plazo de implantación: diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- f) En relación con la RG 1.27/ASME-OM-2012 Part 2 y el método del factor k de la central nuclear Cofrentes, la evaluación considera que el CNCr deberá desarrollar para todos los equipos a los que aplica el factor k un estudio de aplicabilidad de su método del factor k considerando los criterios de aceptación o rechazo incluidos en la norma ASME-OM.2012 part 21, aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-18-I. Plazo de implantación: diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- g) En relación con el cumplimiento con el ASME N511, la evaluación considera que CNC deberá incluir la evaluación del grado de cumplimiento con el ASME N511 2007 en la documentación de la RPS, tanto desde el punto de vista de medidas de eficiencia de componentes como de planes de mantenimiento (tanto del sistema X73 como de todos los sistemas en el alcance de la misma), aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-20-D. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- h) En relación con los cambiadores de calor del sistema de aire comprimido esencial (P54), la evaluación considera que CNC deberá incluir como compromiso de la RPS las fechas correspondientes a las inspecciones completas de los cambiadores del P54 (compresor+enfriador de aire). Respecto a la PM-14/00097 y sus acciones asociadas, CNC deberá indicar qué falta para el cierre y se deberá comprometer al cierre de las acciones y de la propia entrada. Este aspecto ha sido abordado por el titular en el mismo compromiso citado en el apartado anterior, compromiso RPS-COF-C-01-20-D. Plazo de

implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- i) En relación con los criterios de taponado-obstrucción de tubos/número máximo de tubos taponados-obstruidos en cambiadores de calor, la evaluación considera que CNC deberá incluir en los procedimientos correspondientes los criterios cuantitativos de taponado de los tubos (incluyendo entre otros el de pérdida de espesor de tubo), criterios para definir tubos obstruidos y criterio de número máximo de tubos taponados para todos los cambiadores de calor de seguridad, aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-19-P. Plazo de implantación: diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- j) En cuanto al mantenimientos sobre unidades del sistema de agua enfriada esencial (P39), la evaluación considera que CNC debe actualizar el “Informe del sistema de agua enfriada esencial P39” incluyendo los fallos desde 2016, el análisis y causa raíz de los mismos y la efectividad de las modificaciones de diseño implantadas respecto a dichos fallos, e incluir esta información adicional en la revisión 1 de la RPS. Este aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-02-09-D. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- k) En relación con el tema de lodos en la balsa del P40, la evaluación considera que CNC debe caracterizar adecuadamente los lodos extraídos de la balsa del UHS y de las cántaras de las bombas. Igualmente debe incluir los valores reales de espesor de lodos obtenidos por medida en planta en la revisión 1 de la RPS, sin hacer referencia a cálculos de espesor de lodos no conservadores. Este aspecto ha sido abordado por el titular adoptando los compromisos RPS-COF-C-01-10-M (Plazo: en las caracterizaciones que se lleven a cabo cada vez que se realicen limpiezas, a partir de la recarga de 2021) y RPS-COF-C-01-11-D (Plazo: Revisión 1 de la documentación asociada a la RPS). La evaluación considera estos compromisos aceptables.
- l) En relación con la comprobación de la medida de los transductores de temperatura del UHS., la evaluación considera que CNC deberá incluir la justificación indicada en la No Conformidad NC-16/01066 en la documentación oficial de explotación que considere adecuada. Igualmente deberá incluir la justificación de la fiabilidad de los transductores de temperatura del UHS en su funcionamiento a largo plazo. Este aspecto ha sido abordado por el titular adoptando el compromiso RPS-COF-C-01-17-i. Plazo de implantación: diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- m) En relación con la RG 1.149 Rev.4, la evaluación considera que CNC debe incorporar esta revisión de la guía (y normas asociadas ANSI/ANS 3.5 de 2009 y el NEI 09 09, Revisión 1) en las Bases de Licencia de la central. aspecto que el titular ha adoptado como compromiso RPS-COF-C-12-10-B. Plazo de implantación: revisión 17 que se realice de las BL en el año 2021.

La evaluación valora este compromiso como aceptable, si bien considera que este aspecto debe ser también requerido por ITC, señalando adicionalmente:

La validación de escenarios de formación del personal con licencia se realizará de la forma desarrollada en la RG 1.149 revisión 4; sin embargo, CNC podrá establecer un método

alternativo y equivalente a la participación del personal con licencia en esta tarea que deberá estar analizado y justificado en documentación elaborada por el titular, disponible para revisión por parte de la inspección del CSN.

- v. *Normativa, códigos y buenas prácticas asociadas a los sistemas de ventilación.*
(IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2009/1276)

El área INSI ha evaluado, dentro del ámbito de sus competencias, la revisión realizada por el titular en cuanto a normativa y buenas prácticas del FS 1 en los temas asociados con los sistemas de ventilación. Más específicamente, el alcance de este informe son los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad y aquellos cuya base de licencia es la RG 1.140.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/24, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0032.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

Tras el análisis realizado de las nuevas revisiones de la normativa, el titular considera apropiado no introducir cambios en las Bases de Licencia aplicables a los sistemas de ventilación, y mantener el alcance de la aplicación del ASME N511-2007 tal y como se estableció en la renovación de la AE de 2011.

El ASME N511 "In-Service Testing of Nuclear Air-treatment, Heating, Ventilating and Air-conditioning Systems" ha sido requerido en las recientes renovaciones de la autorización de explotación de las centrales nucleares Almaraz y Vandellós 2, tanto para sistemas de ventilación relacionados con la seguridad como para los sistemas de filtración no relacionados con la seguridad. En la central nuclear Cofrentes la aplicación del ASME N511 a sistemas de ventilación relacionados con la seguridad fue un requisito incluido en la renovación de la AE en 2011.

De la evaluación realizada del documento "Bases de Licencia de la C.N. Cofrentes" Rev. 16, INSI ha identificado que en este documento no quedan recogidas explícitamente todas las bases de licencia de forma individualizada para cada sistema de ventilación. En la PIA emitida por el CSN se solicitaron las aclaraciones pertinentes de las bases de licencia para cada uno de los sistemas. Las bases de licencia aplicables para cada sistema de ventilación, tanto las correspondientes al diseño original como las correspondientes a las pruebas periódicas y modificaciones de diseño quedan recogidas en el apartado 3.4 del informe RPS-COF-IN-0032, de respuesta a la PIA. La tabla 4 de dicho apartado presenta una errata ya que incluye el sistema de ventilación de evacuación de gases radiactivos (L05), el sistema de ventilación del edificio de servicios (X93) y el sistema de ventilación del taller caliente (XK3) que sí tienen unidades de filtración. Adicionalmente en las BL no están incluidos ni el sistema de ventilación del taller caliente (XK3), ni el sistema de evacuación de gases del condensador. Por tanto, se considera necesario que el titular modifique el documento de BL de modo que corrija estos errores, así como otros identificados por el titular.

La revisión 3 de la RG 1.140 presenta, como diferencia más importante con las revisiones anteriores, el requisito de aplicar el ASME N511, 2007 a los sistemas de filtración de aire no relacionados con la seguridad. De acuerdo con la ITC nº 12 de la AE vigente, el ASME N511 es aplicable a equipos relacionados con la seguridad y por tanto, los sistemas anteriormente mencionados quedaban fuera del alcance de la misma.

Se considera que es una mejora para la seguridad que los sistemas de filtración de aire no relacionados con la seguridad, cuya base de licencia es la RG 1.140, se sometan a las pruebas periódicas establecidas en el ASME N511, dado que con estas pruebas se incrementa la fiabilidad de dichos sistemas.

De acuerdo con la Instrucción Interna de la Subdirección de Ingeniería del 10 de octubre de 2019, esta norma deberá incorporarse a las BL de la central nuclear Cofrentes. La aplicación de la misma constituye una mejora significativa en el control, mantenimiento y operación de los sistemas de ventilación. Igualmente constituye una adaptación de las prácticas de la central con una normativa más moderna y actualizada que la que está ahora mismo aplicando el titular.

En su Informe de Compromisos, el titular ha establecido los 2 siguientes compromisos, en relación con las conclusiones del área INSI referentes a sistemas de ventilación:

1. Compromiso RPS-COF-C-02-10-I: “Incluir las modificaciones oportunas en el documento K96-8105 “Bases de Licencia de la CN Cofrentes”, para:

- Corregir las erratas identificadas en el informe RPS-COF-IN-0032 de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/24, enviado con carta de referencia 2099983301730 “C.N. Cofrentes. Respuesta a la petición de información adicional relativa a la revisión periódica de seguridad en cuanto a aspectos de sistemas de ventilación” de 20 de julio de 2020.
- Incluir el sistema de ventilación del taller caliente (XK3).
- Que sea coherente con el apartado 3.4 del informe RPS-COF-IN-0032 de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/24, enviado con carta de referencia 2099983301730 “C.N. Cofrentes. Respuesta a la petición de información adicional relativa a la revisión periódica de seguridad en cuanto a aspectos de sistemas de ventilación” de 20 de julio de 2020.

Plazo de implantación: Revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes).”

2. Compromiso RPS-COF-C-02-11-B/I/M/E: “Incorporar el ASME N511-2007 a las Bases de Licencia de la CN Cofrentes y aplicar a los siguientes sistemas:

- Sistema de evacuación de gases radiactivos (L05)
- Sistema de ventilación del edificio de servicios (X93)
- Sistema de ventilación del edificio de residuos radiactivos (V41)
- Sistema de ventilación del taller caliente (XK3)

Plazo de implantación:

- Envío al CSN del plan de implantación 6 meses tras la renovación de la Autorización de Explotación.
- Incorporación del ASME N511 como base de licencia para pruebas de los sistemas L05, X93, V41 y XK3 una vez realizadas las pruebas por primera vez de acuerdo con el plan de implantación que se envíe al CSN.
- Implantación efectiva en los sistemas indicados 2 recargas tras la renovación de la Autorización de Explotación.

La evaluación considera ambos compromisos aceptable. No obstante, la evaluación considera que, además, el aspecto tratado en este último compromiso debe ser requerido mediante ITC asociada a la renovación de la AE.

3.4.0.14 Área de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF) (IEV de ref. CSN/IEV/OFHF/COF/2010/1294)

El área OFHF ha evaluado el análisis efectuado por el titular en la RPS en relación con las normas, códigos y prácticas dentro de los factores de seguridad FS 10 y FS 12, en el ámbito de sus competencias.

Tras una evaluación preliminar de la documentación presentada por el titular, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/36, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0029.

Del análisis realizado por el titular de las normas, códigos y prácticas dentro del FS 10 (Subfactores 10.1, 10.2 y 10.4) y del FS 12, se recogen las siguientes conclusiones:

- “Se verifica el cumplimiento de las normas que son Base de Licencia”.
- “Se verifica un alto grado de cumplimiento con las normas que no son Base de Licencia”.
- “No se han identificado fortalezas.”
- “Se han identificado posibilidades de mejora en dos normas que no son Base de Licencia”.
“Derivado de la GSR Part 2, una propuesta para reforzar el concepto de gestión integrada en la formación inicial básica del personal, y para incluir en documentación de Cofrentes referencias al sistema de gestión I+D+i implantado en la empresa (RPS-COF-FM-10-02).”
- “Respecto a la Regulatory Guide 1.071, Rev.1, para la cualificación de soldadores para la fabricación y reparación de soldaduras de componentes nucleares en áreas de acceso y visibilidad limitada, CN Cofrentes cumple con esta base de licencia con el alcance que se definió en la ITC CNCOF/COF/SG/09/18 de fecha 30/07/2009. Se deriva una posibilidad de mejora (RPS-COF-FM-12-01) para reflejarlo en los procedimientos PGTM103M, PC 045 y especificaciones aplicables.”

La valoración del área OFHF sobre el análisis del titular de la normativa y buenas prácticas consideradas en la RPS es la siguiente:

La normativa y buenas prácticas consideradas en la RPS, dentro del FS 10 (Subfactores 10.1, 10.2 y 10.4) y FS 12 asignados al área evaluadora OFHF, son las identificadas en el DB Rev. 1.

El análisis de aplicabilidad realizado por el titular es adecuado.

Adicionalmente, en su informe de respuesta a la PIA emitida por OFHF, el titular ha ampliado la información relativa al análisis de la RG 1.134, asumiendo el titular en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-12-09-D, para completar el análisis de la RG 1.134 remitido en la respuesta a la PIA, y referenciar el informe del Servicio Médico de la respuesta a la PIA desde el apartado de análisis de normativa. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

3.4.0.15 Área de Planificación de Emergencias (PLEM)

(IEV de ref. CSN/IEV/PLEM/COF/2010/1297)

El área PLEM ha evaluado el análisis realizado en la RPS por el titular en relación con la normativa, códigos y buenas prácticas asociados al FS 13, en el ámbito de sus competencias.

Tras una evaluación preliminar de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/20, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0018.

El área PLEM considera que el alcance de la normativa y buenas prácticas consideradas en la RPS por el titular para el FS 13 son adecuadas, y acordes a lo establecido en el DB de la RPS Rev. 1. Asimismo, también se considera adecuado el análisis de aplicabilidad realizado de las mismas.

3.4.1 Factor de seguridad 1: Diseño de la central

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 1 son: AAPS, AEIR, ARAA, GACA, IMES, INEI, INNU e INSI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.1.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

(IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2010/1301)

El alcance de la evaluación de AAPS en relación con el FS 1 se circunscribe a los aspectos relativos a protección contra incendios.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/23, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0019.

El área AAPS ha verificado que el análisis realizado por el titular en el documento de la RPS responde a las conclusiones de la apreciación favorable del DB de la RPS Rev. 1 en cuanto a la inclusión de las ESC importantes para la seguridad en caso de incendio.

No obstante lo anterior, se requirieron a CNC aclaraciones adicionales en relación con los aspectos siguientes, que fueron comunicados en la PIA emitida. La evaluación se ha centrado

en la respuesta del titular a la PIA en relación con estos aspectos. A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de esta evaluación.

1. En la PIA se pidió al titular identificar de forma explícita los documentos (incluyendo su revisión) que constituyen su Programa de Protección Contra Incendios (PPCI) incluyendo, entre otros, el Manual de Protección contra Incendios (MPCI, DB-04), el Manual de Requisitos de Operación (MRO, DB-08) y el Programa de Garantía de Calidad aplicable, de los que debería facilitar las propuestas de revisión actualizadas. En su respuesta RPS-COF-INF-0019, el titular incluyó un listado con los documentos del diverso nivel jerárquico que constituyen el PPCI de la central.

En la reunión de presentación de conclusiones preliminares de evaluación (15/10/20), AAPS especificó el detalle de las acciones requeridas sobre esta documentación en relación con la ITC CSN/ITC/SG/COF/18/01, relativa a la incorporación de elementos del Programa de Protección Contra Incendios al Estudio de Seguridad y la autorización de modificaciones de diseño que pudieran afectar a dicho programa. En concreto, la evaluación especificó:

- El documento P64-5A138 “Análisis de cumplimiento con IS-30” deberá formar parte del ES de CNC, como Apéndice 9.5.B o similar.
- La relación de los documentos que forman el PPCI de CNC junto con su revisión vigente titular deberá ser incluida en el ES.
- Se deberá eliminar en esta documentación, cuando aplique, las referencias a normativa obsoleta (Apéndice R, BTP-APCSB).

En respuesta, el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-46-I, para modificar el capítulo 9 del ES al objeto de incorporar como referencia los análisis y estudios que forman parte del Programa de Protección Contra Incendios de la central, referenciar el cumplimiento de la revisión 2 de la IS 30 y eliminar las referencias a normativa obsoleta. Plazo de implantación: revisión ordinaria del ES tras la recarga de 2021 (R23). La evaluación considera este compromiso aceptable.

2. En la PIA se pidió al titular justificar que el alcance completo de su Plan de Protección contra Incendios, tal y como se define en la sección 9A.3 de su ES, se encuentra sujeto a los procedimientos de planta PG 008 y PG 011, así como justificar cómo los citados procedimientos (o los que en su caso fueran aplicables) garantizan el adecuado control de las modificaciones de los documentos del PPCI de acuerdo con la instrucción técnica complementaria CSN/ITC/SG/COF/18/01, la instrucción del Consejo IS 21 y la guía de seguridad GS 1.11.

En su respuesta, el titular hizo referencia a los documentos PG-011 y PG-008 en sus revisiones de marzo 2018, anteriores, por tanto, a la ITC mencionada. Por otro lado, el titular circunscribió su respuesta a que en los Análisis Previos se analizará el impacto en “las barreras o elementos de protección instalados como consecuencia de los análisis de riesgos (incendios,...)”, aclarándose por la evaluación, en la reunión del 15/10/20, que este impacto debe entenderse en el contexto de dicha ITC, es decir, en el de modificaciones al PPCI que afecten a la capacidad de parada segura analizada en el PPCI

aprobado (modificaciones de diseño, de documentos de análisis o de procedimientos de organización, formación, pruebas, etc).

Por este motivo, el titular amplió en su respuesta a la PIA el alcance del procedimiento de la gestión de las modificaciones de acuerdo con la CSN/ITC/SG/COF/18/01. El titular manifiesta que en el alcance del procedimiento PG 011 (de realización de Análisis previos, Evaluaciones de seguridad y análisis de seguridad ante modificaciones de ESC, procedimientos, modificaciones temporales o pruebas) se encuentran:

- Modificaciones en estructuras, sistemas y componentes de la central.
- Realización de pruebas no previstas en el ES o en las ETFM.
- Modificaciones Temporales, que pudieran afectar a la seguridad nuclear o a la protección radiológica.
- Modificaciones en métodos de evaluación, y, en general, en las condiciones de explotación que pudieran afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica.
- Las condiciones anómalas, sean degradadas o de no conformidad.
- La introducción o supresión de procedimientos que gobiernan actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica.
- Modificaciones de procedimientos, manuales y otros documentos que se utilizan para garantizar el cumplimiento de lo establecido en las bases de licencia.

Por otro lado, indica que, tal como se establece en el procedimiento PG 008, la Unidad Organizativa SEPCI es la responsable de la gestión de las modificaciones y de la actualización del MPCCI y entre las actividades a realizar está: "Determinar las evaluaciones de seguridad necesarias, así como el impacto en la seguridad de los cambios organizativos asociados".

AAPS considera suficiente la respuesta aportada.

Como conclusión general, la evaluación no identifica sobre este factor de seguridad acciones de mejora adicionales que requerir al titular.

3.4.1.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

La evaluación de AEIR se ha centrado en el análisis de las modificaciones de diseño relacionadas con los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de los efluentes que se incluye en el subfactor 1.5, que se ajusta a lo recogido en la revisión 1 del DB de la RPS y cuya información es coherente con la disponible en el CSN. Gran parte de las modificaciones de diseño ya fueron objeto de seguimiento por AEIR en el marco de las diferentes inspecciones realizadas por el área durante estos años a la central.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0022.

AEIR ha analizado las distintas órdenes de cambio de proyecto (OCP) emitidas para ejecutar las modificaciones de diseño efectuadas en los sistemas antes mencionados en el período de tiempo cubierto por la RPS.

a) Sistema de Vigilancia Radiológica de Proceso (D17)

En el período analizado se han emitido 6 OCP clasificadas como importantes para la seguridad. Estas modificaciones de diseño han supuesto en algunos casos la actualización de los puntos de tarado de los monitores recogidos en el MCDE, la modernización de algunos equipos y la instalación de otros nuevos.

Adicionalmente, se ha efectuado una modificación temporal (MT-18/00024 Rev. 1) consistente en la instalación de descargadores en las líneas de los monitores Camberra del Sistema D17.

b) Sistema de Tratamiento de Residuos Radiactivos (G17)

De las 15 OCP clasificadas como importantes para la seguridad que se han emitido en el período de tiempo analizado, 9 afectaron al sistema G17. De ellas, únicamente la OCP 5144 ha conllevado cambios en el MCDE y así se refleja en el análisis del subfactor 14.2.

Respecto a la OCP 3552 se observó que en el documento no se encuentra ninguna valoración individual con esta referencia; sí se encuentra la de la OCP 3252, que afecta al Sistema G17. A este respecto, el titular ha indicado que la referencia correcta es OCP 3252 y que corregirá la errata en el apartado 5.5.5.2.20 de la revisión 1 del documento de la RPS. Este aspecto ha sido afrontado por CNC mediante la adopción del compromiso RPS-COF-C-01-47-D, recogido en su Informe de Compromisos. AEIR considera este compromiso aceptable.

c) Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases (P38)

En el período de tiempo analizado se han ejecutado 6 OCP clasificadas como importantes para la seguridad que han afectado al sistema P38, ninguna de las cuales ha implicado la realización de cambios en el MCDE.

d) Sistema de Tratamiento de Gases a Baja Temperatura (N64)

En el período de tiempo analizado se han ejecutado dos OCP, ninguna de las cuales ha implicado la realización de cambios en el MCDE.

e) Sistema de Evacuación de Gases Radiactivos (L05)

En el período de tiempo analizado se han efectuado las OCP 4477 y 5179, de las cuales la primera de ellas ha implicado cambios en el MCDE y así se refleja en el análisis del Subfactor 14.2. Esta modificación de diseño consistió en la corrección y actualización de la documentación del proyecto; la actualización del MCDE redundó en una mejora del cálculo de las dosis al público debidas a los efluentes radiactivos gaseosos vertidos por el sistema L05.

Por otra parte, en el período de tiempo analizado también se ha efectuado la OCP 4448 consistente en independizar la ventilación del Taller Caliente de la ventilación del Edificio de Turbinas, pasando a constituir un aporte filtrado al sistema L05. Esta modificación de diseño ha implicado cambios en el MCDE para incluir el caudal de la ventilación del Taller Caliente, y así se refleja en el análisis del Subfactor 14.2.

Como resultado de la evaluación efectuada se concluye que se considera aceptable el análisis de las modificaciones de diseño relacionadas con los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de los efluentes que se incluye en el subfactor 1.5. Estas modificaciones de diseño suponen una mejora del diseño de la central ya que contribuyen a:

- Reducción del término fuente por mejora en la detección de aparición de fallos de combustible.
- Reducción de fugas de líquidos contaminados y de riesgos asociados al trasiego de dichos líquidos.
- Mejora del rendimiento y fiabilidad de los sistemas.
- Mayor control de los vertidos al medio ambiente.
- Mejora del cálculo de las dosis.
- Resolución de discrepancias entre el ES, las ETFM y sus bases.

Por tanto, se puede considerar que contribuyen a la fortaleza “Diseño global de la central al final del período de la RPS más robusto como consecuencia de las numerosas modificaciones de diseño implantadas a lo largo del mismo”, identificada por el titular en la RPS.

En relación con el Subfactor 1.5, no se han identificado posibilidades de mejora relacionadas con los sistemas de tratamiento, vigilancia y control de los efluentes.

3.4.1.3 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA) (IEV de ref. CSN/IEV/ARAA/COF/2011/1303)

El alcance de la evaluación del área ARAA han sido los resultados del análisis del FS 1, concretamente el subfactor 1.6, en lo que concierne a la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad y combustible irradiado.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0035.

De la evaluación realizada se destaca lo siguiente:

El titular concluye de su análisis que CN Cofrentes dispone de una adecuada estrategia de almacenamiento de combustible gastado de forma que éste se almacena de forma segura teniendo en cuenta la operación a largo plazo de la central. CNC considera destacable la estructura procedimental, el control de incidencias y la gestión de la formación interna en este campo.

Asimismo, CNC destaca que la capacidad de almacenamiento en el emplazamiento que proporcionará el proyecto ATI sería suficiente para una operación más allá del horizonte previsto de operación de la central (noviembre de 2030) sin necesidad de otras actuaciones, incluyendo la puesta en servicio del ATC.

El titular destaca como fortalezas relativas a la gestión del combustible gastado:

- La digitalización del proceso de movimiento de combustible.

- El Plan Director de Combustible Gastado y las mejoras en la capacidad de almacenamiento de combustible gastado.
- CNC también destaca como fortaleza, dentro del FS 5 “Análisis de Seguridad Deterministas”, la mejora en el diseño de los elementos combustibles (mejoras en el material del canal del elemento de combustible para reducir la deformación del mismo durante la irradiación y minimizar los problemas de fricción entre la barra de control y canal, mejoras en los filtros de entrada y mejoras en el diseño de los espaciadores para reducir el fallo de combustible por debris), que tiene un impacto positivo en su posterior gestión como combustible gastado

No se han detectado debilidades (PDM) en este ámbito.

Se ha ampliado bastante la información relativa a la gestión del combustible gastado en la respuesta a la PIA de ARAA, quedando pendiente recoger esta información en la revisión 1 del Documento de la RPS. En relación a este último aspecto, en el Informe de Compromisos el titular ha adoptado el compromiso RPS- COF-C-01-45-D, para incorporar en la revisión 1 del informe de evaluación del FS 1 (RPS-COF-IN-0001) la información reflejada en el informe RPS-COF-IN-0035 de repuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25 sobre cómo se ha llevado a cabo durante el periodo de la RPS el cumplimiento con las instrucciones CSN/IT/DSN/08/92 y CNCOF/COF/SG/11/07, así como el resto de información que se ha ampliado como respuesta a las cuestiones planteadas por el área ARAA, tanto en el informe de respuesta como en el correo electrónico de fecha 18 de septiembre de 2020. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

Adicionalmente, en la PIA se plantearon otros aspectos para consideración del titular, cabiendo destacar:

- En la actualidad en CNC no se realiza ningún control administrativo de la capacidad de reserva en las piscinas de combustible gastado, Como consecuencia de la evaluación del CSN, CNC ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-43-P/I, para establecer en procedimiento un control administrativo de las posiciones libres en las piscinas de combustible gastado, especificando conceptos como posiciones libres, disponibles u ocupadas temporalmente, y los criterios de almacenamiento de residuos especiales, a efectos de mantener libre la capacidad de reserva para descarga completa del núcleo. Adicionalmente se recogerá la edición de un informe que refleje el estado de ocupación de las piscinas de combustible gastado, incluyendo los residuos especiales, y la frecuencia de actualización de este informe. Plazo de implantación: julio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- En relación a otros aspectos que deberían ser considerados en los análisis que se realicen al combustible, como consecuencia de la evaluación del CSN el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-44-F, para reforzar en actividades de formación de las unidades organizativas implicadas, la expectativa de tener en cuenta las etapas de almacenamiento en seco y transporte del combustible gastado en los análisis que se realicen de experiencias operativas relacionadas con el combustible nuclear. Plazo de implantación: septiembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

3.4.1.4 Área de Ciencias de la Tierra (CITI) (IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2010/1285)

El alcance de la evaluación de CITI es lo relativo a los parámetros del emplazamiento dentro del FS 1. En particular, se ha revisado la información sobre las modificaciones de diseño implantadas.

CITI ha revisado las modificaciones de diseño en la central nuclear Cofrentes implantadas para:

- mejoras en sistemas (respecto a características del emplazamiento).
- reforzar de márgenes post-Fukushima (inundaciones y otros sucesos externos).

Las modificaciones de diseño, en cuanto a su adecuada implantación, han sido revisadas en las inspecciones del plan básico de inspección, o en inspecciones específicas realizadas por CITI dentro del periodo RPS. CITI ha comprobado que las acciones y modificaciones están implantadas, contribuyendo a la mejora en la seguridad de la central.

Con la modificación de diseño OCP-5238 “Modernización de la instrumentación de la Torre Meteorológica P97”, el titular modificó la Torre e implantó en 2016 una nueva instrumentación meteorológica. Según la documentación de dicha OCP el titular aplicó entonces la RG 1.23 Revisión 1, de 2007.

En el acta de la inspección del CSN de 2017 (CSN/AIN/COF/17/900) se recoge que el motivo de la modificación fue la obsolescencia de la instrumentación. La OCP está en servicio desde el 22.12.2016.

En cuanto a modificaciones de diseño relacionadas en relación con el riesgo de inundaciones, se destacan, en el análisis del FS:

- OCP 5040. Instalación de bombas de achique en galerías y arquetas exteriores. Esta modificación de diseño se ha revisado por el CSN en la inspección del PBI de 2015 con acta de ref. CSN/AIN/COF/15/848.
- Modificación alarma de precipitación en SIEC.
- Muro de protección de la casa de bombas del sistema de PCI, frente a rotura del UHS.

Para prevenir que una avenida procedente de una improbable rotura del estanque del UHS, con diseño sísmico, pueda afectar a la bomba diésel de PCI, el titular construyó un muro en la parte Norte de la caseta de la bomba diésel del sistema PCI. Esta modificación, relacionada con la ITC-3 post-Fukushima, se ha visto en recorridos de inspección de PBI realizada por técnicos de CITI.

Como conclusión general, la evaluación considera que el proceso de valoración de modificaciones de diseño seguido por titular en la RPS es conforme a lo establecido en el DB. El titular no ha identificado fortalezas ni debilidades en relación con estos aspectos.

CITI considera el análisis de la RPS realizado del FS 1 sobre estos aspectos aceptable.

3.4.1.5 Área de Garantía de Calidad (GACA)

(IEV de ref. CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295)

En el alcance de su evaluación en relación con el FS 1, el área GACA ha tratado los siguientes aspectos:

- Análisis de la coherencia entre las Bases de Licencia y el Estudio de Seguridad de la central.
- Análisis del documento de Bases de Licencia (K96-8105).
- Plan piloto del análisis de nueva normativa.

Estos aspectos están directamente relacionados con normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia (objeto del apartado 3.4.0 de esta PDT), por lo que se remite al apartado 3.4.0.8 de este informe, donde se recoge el resumen la evaluación realizada por el área GACA sobre estos temas, así como los compromisos adoptados por el titular sobre los mismos.

3.4.1.6 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

(IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

El área IMES se ha focalizado en los temas del FS 1 relacionados con diseño mecánico, estructural y sísmico.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016. Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información adicional sobre diversos aspectos. Posteriormente a la reunión de presentación al titular de las conclusiones preliminares de la evaluación del CSN (15/10/20), tuvo lugar una reunión telemática entre CNC y el área IMES para aclarar determinados puntos de estas conclusiones.

CNC ha analizado en la RPS todos los temas del DB de la RPS Rev. 1 correspondientes al FS 1 relacionados con el diseño mecánico, estructural y sísmico, por lo que IMES considera su alcance aceptable. CNC ha realizado estos análisis de forma aceptable, evaluando en su documentación la idoneidad frente a sus Bases de Licencia y a normas, requisitos y prácticas nacionales e internacionales actuales.

No obstante, como conclusiones de la evaluación de IMES se han identificado los siguientes aspectos:

- 1) CNC debe reflejar en el capítulo 3.2 Clasificación de estructuras, componentes y sistemas del ES la clasificación sísmica de la central nuclear Cofrentes de acuerdo con lo explicado en el informe del FS 1 (Categoría Sísmica I, N, IA y SS), y modificar la definición de categoría "Soportado Sísmico" según lo indicado en GESSAR, que identifica el no colapso de los ESC de modo que no afecten a otras ESC de Categoría Sísmica I.

Asimismo, CNC debe revisar la tabla 3.2-1 del ES de forma que en la columna Categoría Sísmica se refleje la clasificación sísmica de cada ESC de la central.

- 2) En relación con el subfactor 1.3 (Bases de Licencia), y adicionalmente a lo que se expone sobre este tema en el apartado sobre la normativa y prácticas aplicables, IMES ha identificado algunas otras normas utilizadas en evaluaciones realizadas durante el periodo 2010-2019, que se considera CNC debe incorporar a las BL de la central:
 - Las normas NUREG-1536 Rev. 1 “Standard for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility” y EHE-08 “Instrucción de Hormigón Estructural”, en base a su aplicación para la ejecución y montaje del ATI de CN Cofrentes.
 - Las normas EHE-08 “Instrucción de Hormigón Estructural”, EAE-11 “Instrucción de Acero Estructural” y el “Documento Básico. Seguridad Estructural. Código Técnico de la Edificación” de 2009, en base a su aplicación para el diseño del CAGE, que es un edificio relevante para la seguridad, cuyos requisitos de diseño estructural frente al sismo fue requerido mediante ITC.
 - El documento EPRI NP-6041-SL Rev. 1 “A methodology for assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”, que ha sido utilizado como metodología para la selección de equipos incluidos en el IPEEE sísmico y para la asignación de margen sísmico de dichos equipos y los adicionales incluidos como resultado de las ITC post-Fukushima.
- 3) CNC debe incluir en la revisión 1 del documento de la RPS, en el informe del FS 1, subfactor 1.6 (Gestión del Combustible Gastado), la información sobre los nuevos útiles para la inspección y manejo de elementos de combustible que se han dispuesto en el periodo de análisis de la RPS.

El titular ha comunicado que llevará a cabo las acciones de los puntos 1 a 3 anteriores asumiéndolas en los compromisos RPS-COF-C-01-01-I, RPS-COF-C-01-02-B y RPS-COF-C-01-03-D, incluidos en el Informe de Compromisos, y en los plazos de implantación indicados en el mencionado informe, los cuales se consideran aceptables por parte del área IMES.

3.4.1.7 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

(IEV de ref. CSN/IEV/INEI/COF/2011/1307)

La evaluación del área INEI se ha focalizado en los temas del FS 1 relacionados con sistemas eléctricos y de I&C.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0033.

El área INEI ha revisado, en primer lugar, las 3 fortalezas y 3 debilidades (PDM) relacionadas con las competencias de área que resultan del análisis realizado por el titular para este FS, adicionales a las derivadas del análisis de normativa ya tratadas. En segundo lugar, ha revisado aquellos aspectos de los sistemas eléctricos y de I&C que se han considerado suficientemente relevantes por su importancia para garantizar la disponibilidad de dichos sistemas. A continuación se resumen los aspectos más relevantes:

- 1) INEI considera aceptables tanto las fortalezas como las PDM identificadas por el titular, en cuanto a alcance y en cuanto a plazos, con la excepción de la fortaleza RPS-COF-FF-01-02: Diseño de la alimentación eléctrica exterior de CN Cofrentes robusto y diverso (GL 06-02).

A este respecto, durante la reunión de presentación de conclusiones preliminares de evaluación (15/10/2020), INEI indicó que el diseño de la alimentación eléctrica exterior de CNC (138 kV con 2 líneas, 400 kV con 5 líneas y 3 hidráulicas) da cumplimiento al criterio general de diseño nº 17, lo que, en principio, no se puede considerar como una fortaleza, por lo que el titular debería aportar una justificación soporte de la misma más detallada, destacando los aspectos que van más allá de lo requerido por la normativa, o bien, retirarla.

En respuesta a lo anterior, CNC ha adoptado en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-39-D, en el que se indica que en la revisión 1 del documento de la RPS se incluirá información adicional que refuerce/justifique la consideración de ese aspecto como fortaleza. INEI considera este compromiso aceptable.

- 2) En cuanto al contenido del capítulo 8 del ES, en lo relativo a los generadores diésel (GD), como resultado del análisis de coherencia entre los documentos de recopilación de BL, de Bases de Diseño y el ES realizado por INEI, resulta la consideración de que el ES se debe completar, en consonancia con la RG 1.70, la RG 1.9 y la documentación correspondiente a las bases de diseño del sistema, de forma similar a otras plantas, con la inclusión de los siguientes aspectos:

- Cómputo de cargas por escalones en las secuencias para los GD-A y GD-B.
- Cómputo total de las cargas de las secuencias de los GD diésel incluyendo las cargas de arranque manual para confirmar el cumplimiento con la RG 1.9.
- Potencias de corta duración de los generadores diésel (2 horas, 24 horas y 2000 horas).
- Potencia del alternador.

El titular ha recogido esta consideración en el Informe de Compromisos (RPS-COF-IN-0037), asumiendo el compromiso RPS-COF-C-01-40-I, relativo a revisar y completar la información relativa a los GD en el ES, asegurando la coherencia con la revisión aplicable de la RG 1.9 y en consonancia con la RG 1.70, a realizar durante la revisión ordinaria del ES tras la recarga de 2021. INEI considera aceptable este compromiso.

- 3) INEI ha revisado el estado de cumplimiento de las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) e Instrucciones Técnicas (IT) emitidas por el CSN durante el periodo RPS. Como resultado de esta revisión, INEI sólo ha identificado necesidad de actuaciones adicionales en el tema que se resume a continuación, relacionado con la ITC post-Fukushima CSN/ITC/SG/COF/12/01

En la PIA emitida se solicitó al titular la ampliación del análisis de cumplimiento con los requisitos de alumbrado de emergencia de larga duración para acciones locales en situaciones de daño extenso. Durante la reunión del día 15/10/20, INEI transmitió a CNC la consideración de que la información aportada como respuesta a la PIA se considera

insuficiente y poco clara en cuanto a detalle de iluminación con equipos fijos para acciones humanas locales en interiores.

La mejora de iluminación en acciones locales está siendo tratada por el área OFHF. Como consecuencia de las reuniones mantenidas entre OFHF y el titular sobre este asunto, junto con las consideraciones trasladadas al titular por el área INEI, el titular ha adoptado, en su informe de compromisos (RPS-CSN-IN-0037), el compromiso RPS-COF-C-12-08-M/E, en el que indica que realizará una campaña de medidas de iluminación en zonas con acciones humanas importantes para la seguridad y planteará un plan de mejora donde sea necesario, con los siguientes plazos:

- Campaña de medidas realizada y plan de mejora elaborado: marzo de 2022.
- Implantación de las mejoras en la iluminación para acciones humanas locales asociadas a los escenarios de las ITC post-Fukushima: marzo de 2023, salvo las que justificadamente tengan que hacerse en recarga, en cuyo caso se realizarían en la recarga prevista en otoño de 2023.
- Implantación del resto de las mejoras: diciembre de 2023.

INEI considera aceptable el compromiso, con los plazos establecidos.

Como conclusión global, INEI considera que los análisis realizados por el titular en el FS 1 son aceptables, y no se requieren acciones adicionales a las descritas.

3.4.1.8 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU) (IEV de ref. CSN/IEV/INNU/COF/2011/1305)

El área INNU se ha centrado en los tiempos y modos de resolución de temas relacionados con la actualización de las Bases de Diseño y las Bases de Licencia así como No Conformidades y Condiciones Anómalas, dando lugar a una serie de solicitud de aclaraciones que fueron transmitidas en la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/38, dando respuesta el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0030.

CNC ha corregido y ha aclarado las diversas cuestiones planteadas durante la evaluación de INNU. Como resultado, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-42-D, por el cual incluirá en la revisión 1 de la documentación de la RPS la información sobre erratas y correcciones que se identifican en la PIA y en el informe de respuesta a la misma. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

En cuanto a la valoración global y priorización de acciones relativa a este FS 1, las acciones identificadas por el titular: RPS-COF-FM-01.2-01-A01 (Actualización del contenido y estructura del documento de Recopilación de Bases de Diseño (RBD) según la nueva definición de ESC importante para la seguridad), RPS-COF-FM-01.2-01-A02 (Incorporación de las modificaciones post-Fukushima en RBD) y RPS-COF-FM-01.2-01-A03 (Eliminación en RBD de la información relativa a la clasificación de seguridad de los sistemas), tienen asignada una Prioridad 3 y figuran con una fecha de realización de 30/6/2024. La primera y la tercera tienen relación con temas de INNU.

Independientemente de la prioridad asignada, INNU considera que no existe justificación para retrasar tanto unas acciones que no suponen modificaciones de contenido físico sino solo documental (actualización del documento RBD) mientras, por otro lado, la central está considerando una fortaleza llevar su documento de Recopilación de Bases de Diseño acorde con las mejores prácticas internacionales. El área INNU considera que los tiempos previstos para dichas acciones deberán ser reducidos por el titular en, al menos, un año, en coherencia con el compromiso del titular sobre el mantenimiento del documento RBD y con las otras acciones de prioridad similar.

Por lo tanto, el área INNU considera que los tiempos previstos para las acciones citadas deberán ser reducidos sustancialmente por el titular. En respuesta, CNC ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-01-41-Z, para adelantar el plazo de implantación de las acciones propuestas asociadas a la posibilidad de mejora RPS-COF-FM-01.2-01 (Revisión del alcance y contenido del documento de Recopilación de las Bases de Diseño), a junio de 2023. INNU considera aceptable este compromiso.

Con carácter general, y teniendo en cuenta lo anteriormente reflejado, el área INNU concluye que el análisis del FS 1 realizado por el titular, en los aspectos que son alcance del área, y teniendo en cuenta los compromisos citados, es aceptable.

3.4.1.9 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

(IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1314)

La evaluación de INSI del FS 1 en relación con sistemas de ventilación se ha realizado de manera específica en un informe independiente, en el que el análisis del factor está integrado con el análisis realizado sobre normativa y buenas prácticas, por lo cual el resumen de la evaluación es el recogido en el sub-apartado v.5 Normas, códigos y buenas prácticas asociadas a los sistemas de ventilación, del apartado 3.4.0.13 Área de Ingeniería de Sistemas de esta PDT.

La evaluación con carácter general del área INSI del FS 1, dentro del ámbito de sus competencias, contempla en su alcance los subfactores: ESC importantes para la seguridad, bases de diseño, bases de licencia, revisión de los DOE y modificaciones de diseño.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/29, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0034.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de INSI, estructuradas de acuerdo con los puntos de la guía GS 1.10 Rev. 2 aplicables.

1. *Comprobar que la lista de ESC importantes para la seguridad es completa y adecuada:* INSI considera que el proceso de gestión y actualización de los registros de las ESC relacionados con la seguridad en CN Cofrentes es adecuado.

No obstante, INSI considera relevante identificar el siguiente tema:

En la identificación de los registros asociados a las ESC importantes para la seguridad el titular ha utilizado durante todo el periodo de análisis la definición contenida en la

instrucción IS 21, considerando INSI que el titular debería utilizar la definición de “ESC importantes para la seguridad” que figura en la revisión 2 de la GS 1.10, ya que, de acuerdo con la Orden Ministerial ETU/609/217, de junio de 2017, por la que se modificaba la orden de renovación de la AE vigente de CN Cofrentes, las RPS de nuevas solicitudes de renovación de la AE deben regirse a lo establecido en la GS 1.10 del CSN vigente en ese momento, esto es, la citada GS 1.10 Rev. 2.

La diferencia entre ambas definiciones podría potencialmente afectar a la selección de ESC relevantes para la seguridad, dado que en la definición contenida en la IS 21 no se contemplan las ESC que previenen de exposiciones indebidas a los trabajadores expuestos de la instalación o a miembros del público, ni aquellas que se ha demostrado tienen un impacto significativo en el riesgo de la instalación.

No obstante, INSI destaca en su evaluación que, a pesar de la diferencia entre las dos definiciones de ESC importantes para la seguridad de la IS 21 y de la GS 1.10, no se ha identificado durante sus actividades de evaluación e inspección que hubiera alguna ESC relevante según el RSN que no haya sido considerada en la RPS de CN Cofrentes.

Como consecuencia de lo anterior, en la ITC asociada a la condición 7 del anexo de límites y condiciones de la presente autorización de renovación de la AE de la central nuclear Cofrentes, se incuye el requisito al titular de: verificar y completar, en su caso, los análisis de la Revisión Periódica de la Seguridad de acuerdo con la definición de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) importantes para la seguridad del Reglamento sobre seguridad nuclear, aprobado por RD 1400/2018, de 20 de noviembre. Plazo: 30 de noviembre de 2021.

2. *Comprobar que el diseño y otras características son apropiados para cumplir los requisitos de seguridad y funcionamiento para todas las condiciones de operación y durante el periodo aplicable:* INSI considera que el titular cumple suficientemente con lo establecido en este punto.
3. *Identificar diferencias entre las normas de diseño de la central y las normas de seguridad actuales:* el titular ha identificado la debilidad (PDM) RPS-COF-FM-01.3-01, mediante la que el titular va a desarrollar las herramientas necesarias para que, a través de comunicaciones internas y cursos de formación, los acuerdos, compromisos y requisitos normativos de la central con el CSN sean difundidos de una forma más eficaz a los colectivos afectados. El plazo propuesto es el 31 de diciembre de 2022.

La PDM propuesta y el plazo para su implantación se consideran aceptables por el área INSI.

4. *Comprobar idoneidad de documentación sobre bases de diseño y sistemática de mantenimiento de las bases de diseño:* INSI considera que los procesos establecidos por el titular, en relación con este objetivo, son adecuados y que, por tanto, el titular cumple este punto.
5. *Comprobar el cumplimiento de las especificaciones de diseño:* INSI considera que el análisis del titular es suficiente para garantizar el cumplimiento de este punto.
6. *Revisar el ES y resto de DOE teniendo en cuenta las modificaciones de diseño y su efecto acumulado y los cambios en los parámetros del emplazamiento:* INSI considera que el

proceso de gestión del ES y resto de DOE, teniendo en cuenta las modificaciones de diseño realizadas y su efecto acumulado así como las actualizaciones de los parámetros del emplazamiento, según lo ha descrito el titular en su informe de RPS, es adecuado.

7. *Comprobar que las ESC importantes para la seguridad tienen características de diseño adecuadas:* como ya se ha indicado previamente, CNC ha utilizado la definición de ESC importantes para la seguridad recogida en la IS-21, en lugar de la correspondiente a la GS 1.10 Rev. 2, que sería la de aplicación para este proceso de RPS, lo que ha dado lugar a un requisito al respecto en las ITC asociadas a la renovación de la AE.

No obstante lo anterior, el área INSI no ha identificado durante sus actividades de supervisión y control que hubiera alguna ESC relevante según el RSN que no haya sido considerada en la RPS, por lo que se considera que el análisis del titular es suficiente para garantizar el cumplimiento de este punto.

8. *Valoración conjunta de todas las modificaciones de diseño realizadas sobre cada sistema:* INSI concluye que el titular cuenta con un proceso para la gestión de modificaciones de diseño adecuado para asegurar de forma global que la seguridad de la planta no se ve disminuida y que, por tanto, cumple el objetivo perseguido en este punto. De la revisión del análisis realizado por el titular del impacto global de las modificaciones de diseño para cada sistema no se han identificado aspectos relevantes que pudieran mostrar una reducción en la seguridad de dichos sistemas.

El área INSI considera, por tanto, que el titular da cumplimiento a este punto de la GS 1.10 Rev. 2.

Como conclusión general, INSI considera que el análisis realizado por el titular del FS 1 es aceptable.

3.4.2 Factor de seguridad 2. Estado de las ESC importantes para la seguridad

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 2 son: AEIR, ARAA, GEMA, IMES, INEI, INSI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.2.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

El alcance de la evaluación de AEIR se circunscribe a los aspectos relacionados con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos.

La evaluación de AEIR se ha centrado en el subfactor 2.4 “Fiabilidad de equipos” y más concretamente en el apartado relativo a los sistemas de efluentes radiactivos. En este apartado únicamente se analiza la fiabilidad de los monitores de radiación situados en los puntos de descarga al medio ambiente.

En la evaluación preliminar efectuada de la documentación soporte, AEIR observó que en el análisis del FS 2 no se mencionaba a la instrumentación de proceso asociada a los efluentes

que está recogida en el MCDE, por lo que se pidió a la central que justificase su exclusión por medio de la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0022.

En su respuesta, el titular indica que solamente se habían analizado los monitores de descarga por ser aquellos cuya inoperabilidad podría tener mayor impacto en el exterior y propone incluir en la revisión 1 del documento de la RPS la información sobre los monitores de proceso incluidos en el MCDE que está recogida en el apartado 3.3 C del informe de referencia RPS-COF-IN-0022, compromiso RPS-COF-C-02-13-D de su Informe de Compromisos, lo que AEIR considera aceptable.

A fin de verificar la fiabilidad de la instrumentación de vigilancia y control de la descarga de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, el titular ha analizado el número de inoperabilidades declaradas anualmente para cada monitor y su duración, a lo largo del período de la RPS.

Como resultado de la evaluación efectuada, AIER concluye que se considera aceptable el análisis de la fiabilidad de la instrumentación de vigilancia y control de la descarga de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, fiabilidad que desde el año 2009 ha sido superior al 90% en todos los casos.

En relación con el subfactor 2.4, no se han identificado fortalezas asociadas específicamente con la instrumentación de vigilancia y control de los efluentes radiactivos, si bien se han efectuado modificaciones de diseño (OCP 5043 y MT-18/00024) que han supuesto una mejora en dicha vigilancia y control. Sí se han identificado debilidades (PDM) relacionadas con la instrumentación de vigilancia y control de los efluentes radiactivos que se analizan como parte del subfactor 14.2. Adicionalmente, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-13-D para subsanar en la revisión 1 de la RPS una errata mecanográfica detectada por la evaluación. AEIR considera este compromiso aceptable.

3.4.2.2 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

El alcance de la evaluación del área ARAA ha sido los resultados del análisis del FS 2 en lo que concierne a la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad y combustible irradiado.

Tras la evaluación preliminar de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25, dando respuesta el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0035.

En el documento de análisis del FS 2 se indica, en su apartado de alcance, que el estado y operación de instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y su efecto en la estrategia de almacenamiento de combustible gastado de la central se trata en el subfactor 1.6 del FS 1. En la citada PIA se solicitó al titular que incluyera en el citado subfactor 1.6 la evaluación de ingeniería de las instalaciones de almacenamiento, con su estado y operación, dado que no se refleja en el FS 1.

CNC ha incluido en sus respuestas a la PIA un análisis del funcionamiento y la evolución en el periodo de la RPS del sistema de ventilación y aire acondicionado del edificio de combustible

(X63), del sistema de enfriamiento y limpieza (G41) y de los sistemas de manejo de combustible, y de las modificaciones de diseño y modernizaciones realizadas en durante el periodo de análisis. Esta información, que ARAA considera adecuada, será incluida en la próxima revisión 1 de la documentación asociada a la RPS, tal y como ha asumido CNC en su compromiso RPS-COF-C-01-45-D de su Informe de Compromisos. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

3.4.2.3 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

GEMA ha realizado la evaluación de los siguientes temas: programa de inspección en servicio y regla de mantenimiento, fiabilidad de equipos y gestión de la obsolescencia, que se resumen a continuación.

Tras la revisión preliminar de la documentación de la RPS, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0026.

3.4.2.3.1 Programa de inspección en servicio (IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/CN C/2006/1267)

El proceso de Inspección en Servicio, de acuerdo con lo reflejado por el titular, está compuesto por los siguientes pilares:

- Análisis de la normativa aplicable y de experiencias operativas.
- Análisis de modificaciones de diseño.
- Elaboración y actualización del Manual de Inspección en Servicio (MISI-CO).
- Elaboración de los programas de inspección en servicio.
- Elaboración y actualización de los procedimientos de inspección y pruebas.
- Cualificación y certificación del personal y de equipos o sistemas de inspección y pruebas.
- Planificación y ejecución de los programas de inspección y pruebas.
- Evaluación de resultados y toma de acciones.
- Registro y elaboración de informes de resultados de inspección.
- Elaboración de informes de cumplimiento de los programas y de análisis de tendencias.
- Archivo y custodia de la documentación.

GEMA ha comprobado que la información en el documento de la RPS aportada por CNC sobre el Programa de Inspección en Servicio en el documento de la RPS se adapta a lo indicado en el DB de la RPS Rev. 1 en cuanto a estructura y metodología.

Los programas de inspección y pruebas en servicio de CN Cofrentes que son objeto de revisión por el titular en la RPS son:

- Manual de Inspección en Servicio (MISI-CO).
- Programa de vigilancia de Erosión/Corrosión (E/C).

- Programa de vigilancia de internos de vasija (BWRVIP). Actualmente, este programa está encuadrado en el Programa de Gestión del Envejecimiento PGE-009 "Internos de Vasija (BWRVIP)" del PIEGE.
- Programa de vigilancia de las líneas de descarga de las Unidades de Control Hidráulico (HCU).

La revisión de GEMA se ha centrado en los programas del MISI-CO y del Programa de Erosión-Corrosión, por considerarse los programas de inspección en servicio más representativos.

De la revisión realizada, GEMA extrae las siguientes conclusiones:

- 1) En cuanto a las actuaciones del titular durante el periodo que cubre la tercera RPS, CNC ha llevado a cabo los programas de ISI cumpliendo la normativa aplicable, y ha ido mejorando paulatinamente en el desarrollo de técnicas de detección e inspección, así como en la calidad de la información periódica enviada al CSN en este ámbito.
- 2) En cuanto al resultado global de la evaluación de la documentación presentada por CNC, se considera aceptable la respuesta del titular, que da cumplimiento a lo requerido por la normativa aplicable en relación con la RPS, y en concreto con la ISI; si bien el titular deberá implantar las siguientes mejoras:

- a) Actualizar la aplicación RI-ISI de tubería Clase 1 y 2, considerando el periodo de operación extendida (OLP a 60 años o al periodo de operación solicitado).

Dicha actualización deberá incorporar las modificaciones de diseño que hayan tenido lugar, las actualizaciones de los APS a potencia y otros modos, y la actualización del cálculo de las probabilidades de fallo de las tuberías al final de la vida extendida.

Plazo de implantación: previo a la entrada en el 5º intervalo.

Esta actuación ha sido asumida por el titular en su Informe de Compromisos a través del compromiso RPS-COF-C-02-06-I, que GEMA considera aceptable.

- b) Actualizar la aplicación RI-IST aplicable a pruebas funcionales de válvulas y bombas para ajustarse a los cambios de configuración de planta, experiencia interna e internacional, actualización de los APS a potencia y otros modos, y otros factores que afecten en la decisión para definir el alcance y la frecuencia. Plazo de implantación: febrero de 2025 (actualización en el 5º intervalo).

Esta actuación ha sido asumida por el titular en su compromiso RPS-COF-C-02-07-O, que GEMA considera aceptable.

- c) Considerar una PDM que recoja el plan de acción y mejora sobre las válvulas de alivio y seguridad definido en el apartado 5.2.10 del documento de evaluación de FS 2 (RPS-COF-IN-0002), con los plazos indicados en dicho apartado, y que deberá tenerse en cuenta en la valoración global. Plazo de implantación: previo a la Recarga 23 (2021).

Esta actuación ha sido asumida por el titular en su compromiso RPS-COF-C-02-05-I, que GEMA considera aceptable.

Como conclusión general, la evaluación considera aceptable la descripción del proceso de inspección en servicio, con las salvedades expuestas.

GEMA valora positivamente el proceso de identificación y cribado de fortalezas y las PDM y los plazos asociados propuestos por el titular, con la salvedad de la PDM a añadir anteriormente expuesta.

Finalmente, el área evaluadora determina que el titular ejecuta los programas de inspección en servicio cumpliendo la normativa aplicable, y observa una mejora paulatina en el desarrollo de técnicas de detección e inspección, así como en la calidad de la información enviada al CSN.

3.4.2.3.2 Regla de Mantenimiento, fiabilidad de equipos y gestión de la obsolescencia (IEV de re. CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1278)

El alcance de la evaluación ha consistido en los temas del FS 2 relacionados con los procesos y programas establecidos por el titular en relación con la aplicación de la Regla de Mantenimiento (excepto en lo que concierne a estructuras, que se trata en el apartado siguiente) (subfactor 2.1), la fiabilidad de equipos (subfactor 2.4) y la gestión de la obsolescencia (subfactor 2.5).

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación de GEMA, relativas a cada uno de los temas evaluados.

1. Regla de Mantenimiento (RM)

1.A Mantenimiento Preventivo (MP) y plan de inspecciones:

- CNC tiene implantado un programa de MP y de inspecciones que se considera adecuado. El programa se va adaptando a las mejores prácticas y a las modificaciones en la central, y se introducen, además, las modificaciones que se derivan del seguimiento de la RM.
- GEMA considera correcta la fortaleza RPS-COF-FF-02.1-01 identificada por el titular, y aceptable que no se haya derivado ninguna acción de mejora.

1.B Regla de Mantenimiento (RM)

- El cumplimiento con la RM en CN Cofrentes ha sido adecuado a lo largo del periodo. Se trata de una normativa que está sólidamente implantada actualmente en la central y con una sistemática de seguimiento bien establecida. El titular da cumplimiento a lo establecido en la IS 15 y en la GS 1.18 y se ha ido adaptando a los cambios, tanto en la normativa, con la edición de la revisión 1 de la IS 15 en el periodo incluido dentro de la RPS, como a los acuerdos del Grupo Mixto “ad hoc” sector-CSN.
- El programa y procesos de la RM tienen la robustez suficiente para asegurar que existe una adecuada vigilancia y seguimiento de los fallos e indisponibilidades de las ESC importantes para la seguridad con el objeto de tratar de garantizar la eficacia del mantenimiento de los equipos. Las acciones correctoras tomadas desde la RM para solucionar la causa básica detectada con cada entrada en condición (a)(1) son efectivas y son tratadas correctamente, no detectándose en el periodo sometido a análisis nuevas entradas en (a)(1) por la misma causa básica.

- La mayoría de las acciones adoptadas han supuesto cambios en procedimientos, gamas o frecuencias de preventivo, si bien en muchos casos los problemas de comportamiento han sido solucionados mediante cambios de diseño o por sustitución de componentes envejecidos, y a veces obsoletos.
- El hallazgo de inspección del año 2012, relativo a retrasos en la edición de los análisis de determinación de causa de la RM y en la toma de medidas correctoras asociadas a los mismos, puede considerarse cerrado, ya que CNC adoptó medidas correctoras adecuadas.
- La documentación incluida en la RPS aporta una visión de conjunto del cumplimiento con la RM a lo largo de los distintos ciclos de operación, lo que permite obtener conclusiones generales respecto al comportamiento de los equipos a lo largo del periodo cubierto por la RPS, y las actuaciones del titular.
- Cabe destacar la problemática de aperturas indebidas de las válvulas de alivio de seguridad (SRV) que provocó que la función “B21: Apertura SRV” entrara en (a)(1) el 07/04/2008 y que hizo que llegaran a acumularse por ventana rodante hasta 6 fallos funcionales (FF) en el periodo comprendido entre el 07/04/2008 y el 30/09/2010.
- CNC determinó que las aperturas indebidas eran debidas a un conjunto de causas diversas frente a las que implantó una serie de acciones correctoras que se encuentran recogidas en el apartado de “Renovación Tecnológica” de la RPS (subfactor 4.2). Una vez implantadas las acciones y verificado el cumplimiento con los objetivos de vigilancia establecidos, el titular reclasificó la función “B21: Apertura SRV” a situación de (a)(2) en 2016. Se ha verificado que no se ha vuelto a producir una apertura indebida de una SRV hasta la conclusión del ciclo 22 en diciembre de 2019.
- De la información incluida en la RPS puede concluirse, salvo excepciones puntuales, lo siguiente:
 - o El tiempo medio de permanencia de las funciones en (a)(1) oscila entre 1 y 2 años, tiempo que se considera razonable para la realización de los Análisis de determinación de causa (ADC) requeridos en la normativa, adopción de medidas correctoras, resolución de los problemas y comprobación de objetivos de vigilancia.
 - o No se producen entradas repetidas de una misma función en (a)(1), lo que es indicativo de que los problemas se resuelven y no se reproducen con el tiempo por no haberse solucionado adecuadamente.
- En relación con el cumplimiento con el apartado (a)(3) de la RM durante el periodo cubierto por la RPS, CNC ha mantenido un adecuado balance fiabilidad/disponibilidad; es decir, no se han reducido los fallos a costa de un aumento injustificado de la indisponibilidad por mantenimiento.
- Respecto al cumplimiento con el apartado (a)(4) de la RM, se considera que CNC dispone de las herramientas y procedimientos adecuados para realizar las evaluaciones requeridas de impacto en el riesgo asociado a la puesta fuera de servicio de ESC por mantenimiento, las cuales se han adaptado en el periodo cubierto por la RPS a los nuevos requisitos de la revisión 1 de la G.S 1.18. Cabe destacar la implantación de una metodología para tomar acciones de gestión del riesgo con la finalidad de minimizar el

riesgo de incendios en aquellos cubículos en los que se encuentran ESC que forman parte del “camino de parada segura”.

- De la información contenida en la RPS se deduce que no se han producido durante el periodo situaciones de riesgo no evaluadas frente a las que no se hayan aplicado medidas compensatorias o planes de contingencia. Por ello, se considera que CNC ha gestionado adecuadamente el riesgo asociado a las actividades de mantenimiento durante el periodo cubierto por la RPS.
- La RM ha detectado problemas de envejecimiento de componentes activos por la ocurrencia de fallos y/o indisponibilidades motivadas por el envejecimiento de los componentes. A través de la extensión de causa requerida por la norma, los problemas de envejecimiento deben ser solucionados en el resto de población de componentes potencialmente afectada por el problema de envejecimiento. Este es el caso, por ejemplo, del envejecimiento de los varillajes de los interruptores de 6,3 kV o el de los monitores de radiación KAMAN.
- A lo largo del periodo se han generado algunas condiciones anómalas por problemas de fiabilidad reducida, tras la edición de la revisión 1 de la CEN-22 “Tratamiento de Condiciones Anómalas de Estructuras, Sistemas y Componentes” en el año 2016, que CNC ha ido solucionando o están en vías de solución.
- Se consideran correctas las fortalezas RPS-COF-FF-02.1-03 y RPS-COF-FF-02.1-04 identificadas por CNC y aceptable que no se haya derivado ninguna acción de mejora.

2. *Fiabilidad de equipos (ER)*

- CNC ha implantado un Plan de Fiabilidad de Equipos (PFE), siguiendo las recomendaciones de INPO, cuya metodología se recoge en el documento de INPO AP-913. Se trata de un proceso no regulado, adoptado voluntariamente por CNC, que permite vigilar el estado de los sistemas y componentes más importantes para la planta desde el punto de vista de la fiabilidad, así como dar respuesta con acciones concretas a los problemas existentes y adelantarse a los potenciales problemas.
- Adicionalmente, CNC ha decidido poner en marcha el “Plan de Refuerzo de la Fiabilidad de C.N. Cofrentes” cuyo objetivo es anticiparse a potenciales sucesos que pudieran derivar en una pérdida de fiabilidad de la planta.
- Se considera aceptable la fortaleza RPS-COF-FF-02.4-01, identificada por CNC en la RPS, a pesar de que el PFE no se puede considerar que se encuentre actualmente totalmente implantado en CNC.
- CNC ha identificado una serie de PDM, relacionadas tanto con la implantación del Proceso de Fiabilidad de Equipos como con el Plan de Refuerzo de la Fiabilidad, con acciones asociadas y fechas de cierre. La evaluación considera que las acciones incluidas en las propuestas de mejora y los plazos para la ejecución de las mismas son adecuados, excepto en el caso de las acciones RPS-COF-FM-02.4-04-A01/A02/A03, con las que CNC planteaba un plan de modernización de las protecciones electromecánicas de los diésel en tres etapas: en primer lugar las protecciones del Generador Diesel Div. III (31/12/23); tras un ciclo observando su comportamiento, sustituir las protecciones del GD Div. II (31/12/25)

y por último, tras otro ciclo de comprobación de buen comportamiento y de recopilación de lecciones aprendidas, abordar las protecciones del GD Div. I (31/12/27).

GEMA consideró que CNC debía de realizar un esfuerzo por acortar los plazos establecidos para las tres acciones mencionadas, ya que se alargan excesivamente en el tiempo, teniendo en cuenta que se trata de acciones de prioridad 2.

Este aspecto ha sido también tratado por el área INEI en su evaluación, dando lugar al compromiso del titular RPS-COF-C-02-12-Z, según el que se modifican las etapas inicialmente propuestas, de forma que se acometa el alcance previsto para las tres divisiones entre 2023 (R24) y 2025 (R25), como también se indica mas adelante en la evaluación de INEI.

3. *Gestión de la obsolescencia*

- La obsolescencia y falta de repuestos es uno de los grandes retos que deben afrontar las centrales españolas en los próximos años. Se considera que CNC está realizando un esfuerzo por gestionar los problemas de obsolescencia que se presentan en la central, con el objeto de minimizar el impacto de la misma en la disponibilidad y fiabilidad de los equipos de la central. Para ello, dispone de diferentes procedimientos que se llevan utilizando desde hace años y que, en líneas generales, están demostrando su eficacia.
- Se considera relevante que CNC continúe con otras vías de trabajo para mejorar la gestión de obsolescencias mencionadas en la RPS: compartir evaluaciones de repuestos alternativos y dedicaciones con otras centrales españolas, puesta en contacto con otras centrales para la adquisición de repuestos, y participación en las reuniones de INUOG (International Nuclear Utilities Obsolescence Group).
- Se valoran positivamente los diferentes proyectos acometidos por CNC, a través de sus Planes de Gestión, en las áreas mecánicas, eléctricas y de I&C con el objetivo de mejorar la situación de obsolescencia de equipos y componentes de la planta.
- Las fortalezas (3) identificadas por CNC en la RPS se consideran adecuadas. No obstante, la evaluación considera que CNC debe valorar la posibilidad de crear otra posibilidad de mejora en relación con la redacción de una guía para la gestión de la obsolescencia, en la que se engloben y se sistematicen todas las actuaciones que se pueden llevar a cabo para realizar una adecuada gestión proactiva de los problemas de obsolescencia.

Como valoración global de los resultados de la revisión del FS 2, el área GEMA considera que el proceso de definición, selección y priorización de las fortalezas, debilidades (PDM) y acciones propuestas resultantes de la revisión del FS 2 se ha realizado de acuerdo con la metodología reflejada en el DB de la RPS Rev. 1, y que las acciones identificadas son adecuadas y coherentes.

No obstante, se proponen las siguientes acciones a requerir al titular:

- CNC debe emitir una nueva propuesta de mejora relativa a la redacción de una guía para la gestión de la obsolescencia, en la que se engloben y se sistematicen todas las actuaciones que se pueden llevar a cabo para realizar una adecuada gestión proactiva de los problemas de obsolescencia.

CNC ha adquirido en el Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-04-D/I, para emitir una nueva PDM relativa a la redacción de una guía para la gestión de la obsolescencia, de acuerdo con lo indicado por el CSN. Plazo de implantación: marzo de 2020.

- CNC debe acortar los plazos para la implantación de las acciones RPS-COF-FM-02.4-04-A01/A02/A03, ya que se considera que se alargan excesivamente en el tiempo, teniendo en cuenta que se trata de acciones de prioridad 2.

CNC ha adquirido en el Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-12-Z, para replanificar las acciones asociadas a la posibilidad de mejora RPS-COF-FM-02.4-04 “Programa de modernización de las protecciones electromecánicas de los Generadores Diesel”, de forma que se acometa el alcance previsto para las tres divisiones entre las recargas de 2023 (R24) y 2025 (R25), de forma que el plazo de implantación sea el fin de la R25.

La evaluación considera estos compromisos aceptables.

3.4.2.4 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) (IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

El área IMES participa en la evaluación del FS 2 en los temas asociados con los programas de eficacia del mantenimiento de estructuras e inspección en servicio aplicado al edificio de Contención.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016. Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información adicional sobre diversos aspectos. Posteriormente a la reunión de presentación al titular de las conclusiones preliminares de la evaluación del CSN (15/10/20), tuvo lugar una reunión telemática entre CNC y el área IMES para aclarar determinados puntos de estas conclusiones.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

CNC ha analizado en la RPS todos los temas del DB de la RPS Rev. 1 correspondientes al FS 2 que se encuentran dentro del alcance de evaluación del área IMES, por lo que su alcance se considera aceptable.

CNC ha realizado los análisis de forma aceptable, evaluando el estado real de las ESC importantes para la seguridad y valorando si son capaces y adecuados para cumplir los requisitos de diseño al menos hasta la próxima RPS.

De la evaluación por el área IMES del informe de análisis del FS 2, se concluye lo siguiente:

- 1) CNC debe incorporar en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS los siguientes aspectos:

- En el capítulo 5.1.2.2.1 Programa de Regla de Mantenimiento, la descripción de las distintas revisiones que ha llevado a cabo en el periodo de análisis de RPS en el documento K96F-5078 RM Alcance Estructuras.
- En el capítulo 5.1.2.2.3.2 Proceso de gestión del mantenimiento de estructuras, la descripción sobre los programas de vigilancia de la planta relacionados con la Regla de Mantenimiento en estructuras, que son: los programas de control de asientos en edificios y programas de seguimiento de fisuración en estructuras.
- En las conclusiones del capítulo 5.1.5.2.2 Análisis de estructuras de la Regla de Mantenimiento la descripción de las actuaciones más significativas resultado del seguimiento de condición dentro de estructuras de RM como son: las renovaciones de cubiertas, las reparaciones en tuberías y en galerías mecánicas y eléctricas, la reparación de depósitos y otras actuaciones de obra civil en edificios.
- En el capítulo 5.2.5.1.7 Inspección del recinto de la Contención la referencia de los procedimientos empleados por CNC para llevar a cabo las actividades de inspección: de componentes de Clase MC y revestimiento metálico de Clase CC (IWE) y de componentes de hormigón armado (IWL), así como las empresas que CNC ha contratado para realizar estas tareas en el periodo de análisis de la RPS.

En respuesta a lo anterior, CNC ha adoptado en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-01-D, que recoge las acciones citadas. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS.

- 2) Con relación al Programa de Regla de Mantenimiento de CN Cofrentes, el área IMES ha identificado una serie de puntos, comunicados a CNC en la inspección de licenciamiento realizada para el cierre de pendientes de la evaluación de la RPS (CSN/AIN/ COF/20/972), que implican la adopción de medidas por el titular y que deberían ser recogidos en su informe de compromisos.

En respuesta, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos los compromisos RPS-COF-C-02-01-D y RPS-COF-C-02-03-I, que dan cumplimiento a las acciones a realizar, bien mediante información a incluir en la revisión 1 de la RPS o mediante la revisión del documento que recoge el alcance de la RM aplicado a las estructuras.

La adopción de dichas medidas se verificará en el marco de las inspecciones del PBI que realiza el área IMES a este programa.

Una de las medidas, adoptada por el titular como compromiso RPS-COF-C-02-03-I, consiste en la revisión del documento K96F-5078 (Análisis de estructuras. Definición Alcance) para indicar los criterios de inclusión de cada una de las estructuras dentro del alcance de la RM atendiendo a los criterios requeridos en la Instrucción IS-15 del CSN. Plazo de implantación: marzo de 2022 (previo a la inspección PBI de efectividad del mantenimiento de 2022).

El área IMES considera aceptables los compromisos citados.

3.4.2.5 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

(IEV de ref. CSN/IEV/INEI/COF/2011/1307)

La evaluación del área INEI se ha focalizado en los temas del FS 2 relacionados con sistemas eléctricos y de I&C.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0033.

El área INEI ha revisado las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas por el titular en el FS 2, relacionadas con las competencias del área, considerándolas aceptables, en cuanto a alcance y en cuanto a plazos, con la única excepción en cuanto a plazos de implantación de las acciones RPS-COF-FM-02.4-04-A01/A02/A03 relativas a la sustitución de las protecciones electromecánicas de los GD por obsolescencia, cuyo plazo inicialmente propuesto se ha adelantado de forma que quede finalizada en la recarga de 2025. Este tema ya ha sido mencionado previamente, en el apartado 3.4.2.3.2 de resumen de la evaluación del área GEMA.

En este sentido, el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-12-Z, para replanificar las acciones de modernización de protecciones electromecánicas del GD División I, II y III, asociadas a la posibilidad de mejora RPS-COF-FM-02.4-04, de forma que se acometa el alcance previsto para las tres divisiones entre las recargas de 2023 (R24) y 2025 (R25).

La evaluación considera aceptable este compromiso y los plazos propuestos.

3.4.2.6 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

(IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1314)

El área INSI ha evaluado el análisis realizado por el titular para el FS 2, dentro del ámbito de sus competencias. En concreto, la evaluación se ha centrado fundamentalmente en el subfactor 2.3 ETFM/MRO y Condiciones Anómalas, si bien se ha identificado algún otro aspecto relativo a otros puntos de la GS 1.10.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/29, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0034.

A continuación se presentan aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación de INSI, estructuradas de acuerdo con los puntos de la guía GS 1.10 aplicables.

1. *Límites y condiciones de operación de ESC importantes para la seguridad:* INSI considera que el titular dispone de procesos aceptables para garantizar el cumplimiento de las ETFM y los RV.
2. *Programas que sustentan la confianza en el estado de las ESC .Cumplimiento de los RV de las ETF:* INSI considera que el titular cumple adecuadamente este punto de la GS 1.10.

3. *Resultados significativos de pruebas sobre capacidad funcional de las ESC:* INSI considera que el titular cumple adecuadamente este punto de la GS 1.10, teniendo en cuenta lo siguiente:

Como resultado de las actividades de supervisión del CSN, se ha identificado que el sistema P54 (sistema de aire comprimido esencial) ha presentado diversos fallos de sus componentes desde el comienzo de operación de la central, por lo que en la PIA emitida el área INSI requirió al titular aclaraciones e información adicional al respecto, así como posteriormente mediante correo electrónico de fecha 6 de octubre de 2020.

De la revisión de la información aportada INSI concluye que:

- i. Los planes de acción para la mejora del funcionamiento del sistema P54 implementados por el titular se consideran adecuados.
- ii. Dado que los sistemas a los que soporta el sistema P54 cuentan con tiempos permitidos de inoperabilidad (AOT) menos restrictivos que el propio P54, el AOT del P54 se considera aceptable.
- iii. Si bien el sistema se ha visto mejorado en el último periodo de análisis, se considera que para garantizar la fiabilidad del sistema, es necesario que el titular realice una prueba de funcionamiento de los compresores del sistema P54 de larga duración (al menos 10 horas) y con una frecuencia de una vez cada 18 meses o cada ciclo.

En respuesta a este aspecto, CNC ha incluido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-02-08-M: "Diseñar y realizar una prueba periódica de funcionamiento de los compresores del sistema de aire comprimido esencial (P54) de larga duración. Como referencia se propone una duración de aproximadamente 10 horas y una frecuencia de una vez por ciclo". El plazo para diseñar y editar la prueba es diciembre de 2020 y el plazo para realización de la primera prueba enero de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

4. *Registros de calidad, mantenimiento y vigilancia de las ESC:* INSI considera que el titular cumple adecuadamente este punto de la GS 1.10.
5. *Evaluación del historial de operación de las ESC y verificación del estado real de las ESC respecto a las bases de diseño:* dando crédito a la información suministrada por el titular, INSI considera que CN Cofrentes cumple adecuadamente estos puntos de la GS 1.10.

Como conclusión general, INSI considera que el análisis realizado por el titular del FS 2 es aceptable.

3.4.3 Factor de seguridad 3: Calificación de los equipos

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 3 son GEMA e IMES. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.3.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

(IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1296)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS 3 relacionados con el ámbito de competencias de GEMA, que son los relacionados con la calificación ambiental de equipos.

Tras la revisión preliminar de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0026.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

La revisión realizada por el titular del FS 3 en cuanto a la calificación ambiental es completa y acorde con el contemplado en el DB de la RPS Rev. 1 y en la GS 1.10 Rev.2, lo cual es aceptable.

GEMA considera aceptable el proceso seguido y los resultados obtenidos por el titular sobre la identificación de debilidades, fortalezas y posibilidades de mejora, así como las acciones propuestas y los plazos establecidos.

No obstante, el área GEMA considera que el alcance del Programa de Calificación Ambiental de equipos en CNC es incompleto, al no incluir los equipos mecánicos importantes para la seguridad y localizados en ambiente duro de la central, teniendo en cuenta el contenido del criterio general de diseño (CGD 4) de la Instrucción del Consejo IS 27.

Sobre este tema, es importante destacar que, desde el inicio de la operación comercial de las centrales nucleares norteamericanas, y también españolas, la calificación ambiental de equipos mecánicos no ha tenido, desde el punto de vista regulador, un enfoque homogéneo ni claramente definido, en gran parte debido a las especiales características de los equipos mecánicos:

- La USNRC emitió el Apéndice A del 10CFR50 (General Design Criteria, GDC) en el año 1973. Sin embargo tardó años en emitir normativa específica que clarificara en qué debía consistir el diseño frente a las condiciones ambientales tanto de operación normal como de accidentes postulados de los equipos relacionados con la seguridad que pedía el criterio general de diseño 4 (GDC 4).
- El requisito de la calificación ambiental de equipos mecánicos se excluyó específicamente del 10 CFR 50.49 como resultado de los compromisos alcanzados por la USNRC con la industria americana durante el proceso de aprobación e implantación de la RG 1.89, la cual desarrollaba dicho 10 CFR.
- La justificación de la industria americana (EPRI 3877) para no considerar equipos mecánicos bajo el criterio 4 del Apéndice A es que se diseñan para funcionar en condiciones de proceso muy severas y son menos vulnerables que los eléctricos a las condiciones ambientales de un accidente. Ello debido a que estos equipos se componen en su mayor parte de materiales metálicos, que en su diseño se habían tenido en cuenta las condiciones ambientales en las que deben operar y que, adicionalmente, están sujetos a pruebas, inspecciones y programas de mantenimiento periódico desarrolladas para cumplir con las indicaciones definidas por el fabricante, que permiten la sustitución periódica de las partes no metálicas.

- En el año 2003, y ante algunas dudas surgidas en relación con la aplicabilidad del GDC 4 a los equipos mecánicos, el CSN contactó con la USNRC para solicitar información acerca de los requisitos a aplicar para la calificación ambiental de estos equipos; la USNRC no había requerido aun formalmente la calificación de equipos o sistemas mecánicos de seguridad, con función en ambiente “duro” (T, P, Radiación) durante el accidente base de diseño, y respondió al CSN en línea con lo indicado en los párrafos precedentes, confirmando que aun no se había posicionado oficialmente al respecto, si bien “animaba” (encourage) a los titulares a que calificaran ambientalmente los equipos mecánicos, en cumplimiento del GDC-4 y del 10 CFR 50.49. Como consecuencia de esta interacción con la USNRC, el CSN no consideró entonces necesario emitir ningún requisito formal para la implantación de Programas de Calificación Ambiental de equipos mecánicos en las centrales.
- Fue en la revisión 3 del NUREG-800 (marzo de 2007) cuando la USNRC incluyó por primera vez un punto específico sobre la calificación ambiental de equipos mecánicos, en términos análogos a la de los equipos eléctricos y de I&C. Esta calificación estaba dirigida a las juntas, sellados y elementos no metálicos de dichos componentes.
- Sin embargo, en el CSN no se adoptaron acciones adicionales con respecto a las centrales nucleares. Así mismo, el CSN no solicitó a los titulares incluir a los equipos mecánicos en el alcance del Informe de Calificación Ambiental (ICA).
- En el mes de junio de 2010 se publicó la revisión 0 de la Instrucción del Consejo IS 27, sobre criterios generales de diseño, que en su artículo 4 adapta el DGC 4 del Apéndice A del 10CFR50; pero tampoco en ese momento se consideró necesario en el CSN abordar un proceso de análisis específico en relación con este criterio.

Cabe señalar que la no existencia en CNC de un Programa de Calificación Ambiental de equipos mecánicos podría entenderse como un incumplimiento de la base de licencia IS 27. Sin embargo, se considera que esta situación ha tenido como causa coadyuvante, y en este caso de modo muy relevante, la de haber sido una problemática que desde su inicio ha resultado confusa (tanto en España como en el país de origen de la tecnología, EE.UU) y sometida a interpretaciones, tal y como refleja la situación descrita en los puntos anteriores, contribuyendo también muy significativamente a ello la ausencia de un pronunciamiento explícito del organismo regulador (CSN) que indicase al titular en qué momento habría pasado a considerar su programa de calificación ambiental disconforme con la normativa, a pesar de haber habido diversas oportunidades para ello como la emisión de la IS 27 (publicada en 2010, y revisada en 2017) o la renovación de la AE de 2011.

El área GEMA no propone ninguna acción con relación a la calificación ambiental de equipos mecánicos al considerar el tema ha sido ya abordado por el CSN mediante la emisión de la Instrucción Técnica Complementaria CSN/ITC/SG/COF/20/03, sobre el programa de calificación ambiental de equipos mecánicos, y de la Instrucción Técnica CSN/IT/DSN/COF/20/01, sobre la calificación ambiental de equipos mecánicos, emitidas los días 28 y 29 de julio del 2020, respectivamente, las cuales contienen las acciones necesarias a realizar por del titular y los plazos para su cumplimiento.

En relación con estas dos instrucciones técnicas, CNC ha emitido la condición anómala CA 2020-21 “Ausencia de programa de calificación ambiental de equipo mecánico”, en revisión 0 (de fecha 07/08/2020) y revisión 1 (de fecha 6/11/2020), tal y como se requería en la

instrucción técnica CSN/IT/DSN/COF/20/01. De acuerdo a la información recogida en la revisión 1, CNC ha realizado 4 de las 5 acciones identificadas en la condición anómala, que son:

- Identificación de equipos mecánicos importantes para la seguridad, y que están dentro del alcance definido en el criterio 4.1 de la IS 27, en salas con ambiente “Harsh” o radiación superior a 10000 Rad.
- Análisis de partes de equipos, identificando partes no metálicas y su función de seguridad.
- Identificación de componentes/subcomponentes que requieren calificación ambiental y elaboración del dossier de dedicación en base a datos de diseño para justificación de la calificación ambiental.
- Evaluación de operabilidad/funcionalidad de los componentes que requieren dedicación y actualización de la calificación ambiental.

Como resultado de estas acciones, CNC concluye que existe una expectativa razonable de operabilidad/funcionalidad de los equipos mecánicos que integrarán el programa de calificación ambiental.

La acción pendiente es la elaboración del informe final de calificación ambiental, cuya fecha prevista por CNC es 31/01/2022, con la que se cumpliría el plazo de 18 meses definido en la Instrucción Técnica Complementaria CSN/ITC/SG/COF/20/03.

3.4.3.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) (IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

La evaluación del área IMES se ha focalizado en los temas del FS 3 relacionados con el ámbito de sus competencias, que son los relacionados con la calificación sísmica de equipos.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016. Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información adicional sobre así como recabar información sobre la organización del titular para llevar a cabo los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y de asignación de margen sísmico.

El alcance de la evaluación llevada a cabo por IMES ha abarcado los siguientes aspectos:

- Organización del titular para las actividades de calificación sísmica
- Archivo de la calificación sísmica de equipos
- Calificación sísmica de repuestos en planta
- Verificación del compromiso 2 derivado de la RPS-NAC de 2010 sobre los requisitos de calificación sísmica de equipos cuando son sustituidos
- Análisis de experiencia operativa externa asociada a calificación sísmica
- Evaluaciones internas sobre la calificación sísmica

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

CNC ha analizado todos los temas del DB de la RPS Rev. 1 correspondientes al FS 3 que se encuentran dentro del alcance de evaluación del área IMES, por lo que su alcance se considera aceptable.

CNC ha realizado los análisis de forma aceptable, evaluando si las ESC importantes para la seguridad han sido adecuadamente calificadas para cumplir su función de seguridad y la calificación está siendo preservada mediante un adecuado programa de mantenimiento, inspección y pruebas.

De la evaluación del contenido del documento de la RPS presentado por CNC, en lo referente al informe de análisis de FS 3 y a la información que fue facilitada en la inspección con acta de ref. CSN/AIN/COF/20/972 sobre las actividades de calificación sísmica que han sido objeto de evaluación por parte de IMES, se concluye lo siguiente:

- 1) En el compromiso 2 del documento de CNC "RPS-NAC. Compromisos relacionados con RG 1.100", derivado de la evaluación que realizó el área IMES en la RPS-NAC del año 2010 sobre la calificación sísmica de equipos, CNC se comprometió a revisar los dosieres de calificación de los repuestos disponibles en almacén antes de su instalación en planta con el fin de verificar el cumplimiento de las posiciones reguladoras de la RG 1.100 Rev. 1, o la existencia de posiciones alternativas justificadas.

CNC indica que, además, ha establecido en el GESPAC la Propuesta de Mejora 100000028772, por la que tiene previsto realizar todas las actuaciones derivadas del compromiso 2 antes de finalizar el año 2020 mediante un análisis del inventario de los repuestos relacionados con la seguridad que se encuentran en el almacén, revisando el cumplimiento con la RG 1.100 y, en caso de detectar equipos que no cumplen estos requisitos emitir una No Conformidad adicional para que no se instalen en planta.

De la verificación llevada a cabo por IMES en relación con este compromiso 2 se considera que son aceptables las acciones que ha realizado CNC para dar cumplimiento al mismo.

CNC ha establecido, en el tercer bolo del compromiso RPS-COF-C-03-01-D del Informe de Compromisos, que incorporará en la revisión 1 del informe de FS 3 de la RPS "la PDM 100000028772 que CNC ha registrado en el GESPAC para verificar que todos los repuestos que dispone en almacén cumplen los requisitos de calificación sísmica establecidos en la RG 1.100 rev. 1, así como información sobre los plazos previstos para la aplicación de las acciones, debe identificarse como una nueva PDM, con el fin de poder realizar un seguimiento a esta propuesta y verificar que se da cumplimiento completo al compromiso 2 que CNC estableció en la carta asociada a la RPS-NAC de 2010".

- 2) CNC debe incorporar en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS la descripción de las unidades organizativas que realizan las actividades de calificación sísmica y de asignación de margen sísmico, así como la descripción de los trabajos de adquisición de equipos en los que se analiza conjuntamente si estos requieren calificación sísmica y, si procede, asignación de margen sísmico. Este aspecto ha sido asumido por el titular en el primer bolo del compromiso RPS-COF-C-03-01-D anteriormente citado.

- 3) CNC debe incorporar en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS las revisiones que se han establecido en el documento A95-8015 “Estudio de calificación sísmica y dinámica de equipos mecánicos, eléctricos y de instrumentación y control” durante el periodo de análisis de la RPS. Este aspecto ha sido asumido por el titular en el segundo bolo del compromiso RPS-COF-C-03-01-D anteriormente citado.
- 4) CNC deberá adelantar los plazos de implantación de la PDM RPS-COF-FM-03.1-01-A01 (formación específica de calificación sísmica de equipos dentro del programa de Formación Continua y el programa de Líderes en campo). Este aspecto ha sido asumido por el titular en el compromiso RPS-COF-C-03-02-Z. Plazo de implantación: inicio de la formación en marzo de 2022.

El área IMES considera aceptable el compromiso RPS-COF-C-03-01-D, que recopila los aspectos anteriormente citados a ser incluidos en la revisión 1 de la documentación de la RPS.

Como conclusión general, el área IMES, en relación a la calificación sísmica, considera que el análisis del FS 3, junto con los compromisos citados, es aceptable.

3.4.4 Factor de seguridad 4: Envejecimiento

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS4 son GEMA e IMES. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.4.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

La evaluación llevada a cabo por el área GEMA del FS 4 se recoge en dos IEV. En el IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1291 se abarca la revisión realizada en cuanto al subfactor 4.1, de gestión de vida y gestión de envejecimiento a largo plazo. En el IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1278 se abarca el subfactor 4.2, de renovación tecnológica de equipos.

i. Subfactor 4.1. Gestión de vida y gestión de envejecimiento a largo plazo

La evaluación del área GEMA para este subfactor se centra, básicamente, en los programas de gestión del envejecimiento (PGE).

Tras la evaluación preliminar de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/35, principalmente con el objetivo de que el titular aportara información actualizada por acciones llevadas a cabo con posterioridad a la fecha de corte del informe de la RPS (30 de junio de 2019). El titular respondió a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0026. Asimismo, a finales de septiembre de 2020 el CSN realizó una inspección (acta CSN/AIN/COF/20/974) relativa a la comprobación de aspectos relativos a la evaluación del PGV y PIEGE de CNC, en la que el área GEMA preguntó sobre el estado de implantación de algunos PGE.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

CNC afirma, en sus conclusiones generales del análisis realizado sobre para el FS 4, que dispone de una gestión eficaz del envejecimiento de los ESC pasivos relacionados con la seguridad que permite garantizar, una vez se resuelvan las propuestas de mejora, que esa gestión eficaz también continuará siéndolo en el próximo período de operación, que incluye la OLP.

En el apartado de resultados del informe de análisis identifica 5 fortalezas y 1 debilidad (PDM), así como las acciones asociadas de este subfactor 4.1. Al respecto de la PDM, RPS-COF-FM-04.1-01, sobre la mejora en el programa de vigilancia de espesores de tubería del sistema P40, CNC le asigna una importancia para la seguridad MEDIA con una acción de prioridad 2 y una fecha de implantación previa al 31/12/2021.

De la evaluación del análisis realizado por el titular en la RPS, en lo referente a la gestión del envejecimiento de componentes pasivos, GEMA concluye:

- El proceso seguido por CNC para la identificación de los mecanismos de envejecimiento, el conocimiento del estado de los ESC importantes para la seguridad, los criterios de aceptación, y los métodos de vigilancia y control de los efectos de los mecanismos de envejecimiento se considera aceptable para gestionar los efectos de envejecimiento tanto durante la vida de diseño como durante la futura operación a largo plazo.
- La metodología utilizada por CNC para la elaboración de los programas de gestión del envejecimiento, tanto asociados a la vida diseño como orientados a la operación a largo plazo, así como para identificación y resolución de los análisis de envejecimiento función del tiempo (AEFT), se considera aceptable para gestionar los efectos de envejecimiento tanto durante la vida de diseño como durante la futura operación a largo plazo.
- La metodología utilizada por CNC para la implantación y seguimiento de los programas de gestión del envejecimiento, mediante el proceso de comprobación periódica de la efectividad y cumplimiento de los programas y revisión de la experiencia operativa, se considera aceptable para gestionar los efectos de envejecimiento durante la vida de diseño y la operación a largo plazo.
- Las fortalezas y PDM y acciones propuestas resultantes del análisis del proceso de gestión del envejecimiento de componentes pasivos se consideran adecuadas, considerando los siguientes compromisos:
 - RPS-COF-C-04-03-P/I, asociado a la PDM RPS-COF-FM-04.1-01, con el cual CNC desarrollará una guía o procedimiento para la vigilancia de espesores y sustituciones del sistema P40. Plazo de implantación de 6 meses tras la renovación de la AE.
 - RPS-COF-C-04-06-D, asociado a la fortaleza RPS-COF-FF-04.1-01, con el cual CNC eliminará esta fortaleza sobre implantación del PGV.
 - RPS-COF-C-04-04-B/I, asociado a la fortaleza RPS-COF-FM-04.1-05, en relación con la incorporación de la RG 1.218, revisión 0 en las BL, una vez finalizadas las acciones de la fortaleza en relación con la base de datos DYALEC, y finalizada la revisión del alcance del PGE-048 de cables en ambiente adverso, para lo que se requiere hacer una inspección de línea base de los cables seleccionados en el alcance y establecer el

programa de ensayos a ejecutar y los criterios asociados. Plazo de implantación: finalización de las acciones previas, diciembre de 2022. Incluir en la revisión del documento de BL de 2024.

NOTA: en relación con este último compromiso, inicialmente, y tal y como se recoge en el IEV, el plazo establecido para la inclusión en las BL de la RG 1.218 Rev. 0 era la revisión a realizar del documento en 2023. Posteriormente, el titular notificó que el plazo de implantación que habían propuesto para este compromiso en el Informe de Compromisos revisión 1 no tenía en cuenta adecuadamente el calendario de recargas (R23 en 2021, R24 en 2023), por lo que procedía modificarlo. En la revisión 2 de su Informe de Compromisos el titular incluyó para el compromiso RPS-COF-C-04-04-B/I una nueva redacción que contemplaba una ligera modificación formal en la redacción del compromiso, y una modificación del plazo de implantación (incorporación en las BL), de 2023 a 2024. El motivo para este cambio de plazo es que no se había tenido en cuenta que se necesitaba emplear tanto la recarga R23 (2021) como la R24 (2023) para completar la inspección de línea base de los cables seleccionados. Será una vez finalizada dicha recarga, en la siguiente revisión del documento de Bases de Licencia, la de 2024, cuando figurará la RG 1.128 como base de licencia. En cualquier caso, todo sería antes de la entrada en OLP, por lo que la evaluación del CSN lo considera aceptable.

- Las conclusiones, y compromisos asociados, de la evaluación de aquella normativa que afecta al FS 4 ya han sido recogidas en el apartado de Identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia (ver apartado 3.4.0.9.3).
- Respecto de los requisitos de Garantía de Calidad aplicables al PGV y PGV-LP, CNC elaborará un procedimiento donde se recojan dichos requisitos de garantía de calidad aplicables, tal y como se recoge en el compromiso RPS-COF-C-04-05-P. Plazo de implantación: 6 meses tras la renovación de la Autorización de Explotación.

Como valoración general, el área GEMA, en base a la información facilitada en la RPS y la información obtenida durante las cuatro inspecciones del PBI sobre gestión del envejecimiento durante el periodo de la RPS, concluye que considera aceptable la gestión del envejecimiento de componentes pasivos de CNC así como las fortalezas y debilidades (PDM) resultantes, con las consideraciones y compromisos indicados.

ii. Subfactor 4.2. Renovación tecnológica de equipos

La gestión del envejecimiento de los componentes activos importantes para la seguridad se encuentra fuera del alcance del PGV y, por tanto, del subfactor 4.1. CNC indica que existen otros programas que se encargan de su seguimiento y gestión. A continuación se indican estos programas y los factores y subfactores de la RPS en los que se analizan, según lo indicado por CNC:

- Programas de mantenimiento y prácticas de la Regla de Mantenimiento, analizados en el Subfactor 2.1 y en el Subfactor 2.2 (Inspección en Servicio), el cual incluye, entre sus actividades, ensayos, pruebas y vigilancias de componentes activos.
- Plan de Fiabilidad de Equipos, analizado en el Subfactor 2.4.

- Gestión de la obsolescencia, analizado en el Subfactor 2.5.
- Programa de Mantenimiento de la Calificación Ambiental, analizado en el Subfactor 3.2 (Calificación ambiental).
- Plan de Gestión de Activos, analizado en el Subfactor 4.2 (Renovación Tecnológica de equipos).

CNC asigna al subfactor 4.2 el objetivo de asegurar que la central dispone de programas de renovación tecnológica con el fin de prevenir el envejecimiento y la obsolescencia de ESC importantes para la seguridad. El análisis de este subfactor en la RPS comprende, en primer lugar una descripción del Plan de Gestión de Activos de CN Cofrentes y posteriormente, en el apartado de resultados, CNC describe los principales planes de renovación tecnológica realizados o en curso, que se distribuyen en 5 áreas: gestión de vida, área mecánica, área eléctrica, área instrumentación y área de protección contra incendios.

En la RPS, CNC enumera los proyectos ejecutados que se consideran más relevantes desde el punto de vista de envejecimiento de componentes, para cada año del periodo cubierto por la RPS. De la evaluación realizada por el área GEMA sobre la información aportada se concluye que:

Se considera que CNC, a través de su Plan de Gestión de Activos y de la aplicación SIGAN, está realizando un esfuerzo considerable en la realización de una renovación de equipos, necesaria tras muchos años de operación de la central, tanto por envejecimiento y/o obsolescencia de los equipos, como por posibles avances tecnológicos.

Dada la diversidad de componentes y/o sistemas que constituyen la central, CNC ha establecido mecanismos para priorizar inversiones, basándose en diversos indicadores de funcionamiento, entre los que se encuentran los resultados del PFE y los programas de Gestión de Vida y Regla de Mantenimiento. También tiene en cuenta posibles experiencias operativas propias o ajenas que puedan alertar de problemas de comportamiento o de envejecimiento de componentes.

3.4.4.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

(IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

La evaluación del área IMES se ha focalizado en los programas de gestión del envejecimiento (PGE) correspondientes a estructuras.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016. Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información adicional sobre aspectos diversos.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

CNC ha analizado todos los temas correspondientes al FS 4 que se encuentran dentro del alcance de evaluación del área IMES en el presente informe, por lo que su alcance se considera aceptable.

De la evaluación del contenido del documento de la RPS, en lo referente al Subfactor 4.1, que ha sido objeto de evaluación por parte de IMES, se concluye lo siguiente:

- 1) El proceso utilizado por CNC para la identificación y control de los efectos de envejecimiento, el conocimiento del estado de los ESC importantes para la seguridad, los criterios de aceptación, y los métodos de vigilancia y control de los efectos de los mecanismos de envejecimiento es adecuado para gestionar los efectos de envejecimiento durante la vida de diseño y OLP.
- 2) La metodología utilizada por CNC para la elaboración de los programas de gestión del envejecimiento, tanto asociados a la vida diseño como orientados a la operación a largo plazo, así como para los AEFT, es adecuada para gestionar los efectos de envejecimiento durante la vida de diseño y OLP.
- 3) La metodología utilizada por CNC para la implantación de los programas de gestión del envejecimiento, mediante el proceso de comprobación periódica de la efectividad y cumplimiento de los programas, es adecuada para gestionar los efectos del envejecimiento durante la vida de diseño y OLP.
- 4) Como se ha mencionado en el apartado relativo a la valoración del análisis de normativa de esta PDT, se han identificado dos RG relacionadas con este FS 4 (RG 1.54 Rev. 3 y RG 1.127 Rev.2) que deben ser consideradas base de licencia, y así lo ha recogido el titular en su Informe de Compromisos.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis realizado por el titular en el FS 4, en lo concerniente a los aspectos de su competencia, no requiriéndose acciones adicionales.

3.4.5 Factor de seguridad 5: Análisis de seguridad deterministas

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 5 son AEIR, INNU e INSI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.5.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

Las cuestiones que son competencia de la evaluación del área AEIR se ubican dentro del subfactor 5.2, cuyo objeto es asegurar que se han utilizado métodos adecuados para la estimación de las consecuencias radiológicas frente a los sucesos iniciadores considerados en las bases de diseño de la central. El capítulo 15 del ES es el documento en el que se recoge el análisis de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño en CN Cofrentes.

Tras una revisión preliminar de la documentación de la RPS aplicable, el CSN envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31, respondiendo CNC a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0022.

El alcance de la evaluación de AEIR aborda los siguientes puntos:

- Descripción de procesos, programas y procedimientos.
- Actualizaciones de las consecuencias radiológicas de los accidentes analizados en el capítulo 15 del ES durante el periodo. Se revisan las actualizaciones derivadas de:
 - RPS del año 2010.
 - Programa de cumplimiento con la IS-37. El titular indica que en la revisión 1 del informe de adaptación a la IS-37 (K96-5A448) se incorporaron las condiciones indicadas por el CSN en su “Apreciación favorable del programa de adaptación a la IS-37”, modificaciones ya incluidas en la revisión vigente del ES. Así mismo, indica que, en el momento de elaboración de la documentación de la RPS, se estaban revisando los accidentes considerados en dicho informe para actualizarlos al nuevo período meteorológico de referencia).
 - Cambio del periodo meteorológico (1986-2012).
 - Análisis post-Fukushima (pruebas de resistencia, Centro Alternativo de Gestión de Emergencias-CAGE, y diseño del venteo filtrado de la Contención).
- Comparación con las mejores prácticas.
- Resultados en el periodo de análisis, indicadores internos, acciones del GESPAC.
- Resultado de experiencia operativa interna y externa; resultado de autoevaluaciones, auditorías internas y revisiones externas.
- Planes de mejora en curso y futuros (cabe destacar el ya mencionado anteriormente: está en proceso la revisión de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño del capítulo 15 del EFS, revisión que incorpora mejoras en determinados parámetros de cálculo, uniformiza hipótesis de cálculo y utiliza tiempos más conservadores para la realización de actuaciones manuales por parte del operador).

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

AEIR considera aceptable el análisis realizado del subfactor 5.2, ya que cumple con los objetivos y contenido recogidos en el DB de la RPS Rev. 1. Dicho análisis pone de manifiesto la robustez del proceso de análisis de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño en CN Cofrentes recogidos en el capítulo 15 del ES.

Adicionalmente, a requerimiento del CSN, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-05-01-D, para incluir en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS los aspectos derivados de la evaluación de los documentos soporte de los análisis radiológicos de los accidentes del capítulo 15 del ES enviados al CSN con posterioridad a la remisión de la revisión 0 de la RPS. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. AEIR considera este compromiso aceptable.

Para el subfactor 5.2 no se han identificado fortalezas ni debilidades, ya que la reevaluación de las consecuencias radiológicas está vinculada a modificaciones en las condiciones de operación de la planta que puedan afectar a los parámetros conservadores considerados o a la revisión de la normativa y regulación aplicable.

Como valoración general, AEIR considera aceptable el análisis realizado por el titular para el FS 5, en el ámbito de sus competencias, y no se requiere ninguna acción adicional al compromiso asumido por el titular.

3.4.5.2 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU) (IEV de ref. CSN/IEV/INNU/COF/2011/1305)

El área INNU ha revisado en detalle este FS 5, en el ámbito de sus competencias, el cual ya venía siendo objeto de un seguimiento bastante completo a lo largo de todo el periodo de la RPS debido a las actualizaciones de la metodología GIRALDA de Iberdrola que han precisado autorización y diversas solicitudes del titular relacionadas con metodologías del suministrador de combustible.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/38, dando respuesta el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0030.

En este informe, el titular responde adecuadamente a las aclaraciones solicitadas por INNU, e indica que las diversas erratas identificadas por INNU en la PIA se corregirán en la revisión 1 del documento de la RPS. Todas estas correcciones han sido asumidas por el titular en su Informe de Compromisos mediante el compromiso RPS-COF-C-05-10-D, con plazo de implantación la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

Únicamente quedaría por corregir el tratamiento dado a la versión del código termomecánico STAV 7.3.4T2, que se menciona como parte de una actualización de la metodología GIRALDA (Revisión 11) y, en realidad, responde a una detección de un error por parte del suministrador del combustible (WSE) posterior a dicha revisión. El área INNU considera que, en el contexto de la RPS, este tema debe quedar reflejado, no junto a la revisión de GIRALDA mencionada (página 92), sino en el Apartado 5.3.7 Acciones GESPAC y en el 5.3.8 Resultado de experiencia operativa interna y externa asociada como comunicación del suministrador, además de donde ya figura. INNU considera que este tratamiento de la versión del código STAV 7.3.4T2 deberá también incorporarse a la Revisión 1 del documento de la RPS. El titular ha asumido también este aspecto dentro del compromiso citado anteriormente, RPS-COF-C-05-10-D.

Por otra parte, en relación con la fortaleza RPS-COF-FF-05.3-02 (Mejoras en el diseño de los elementos combustibles) identificada por el titular en su análisis del FS 5, INNU considera que deberá incluir en la descripción una referencia a los canales de material NSF del combustible GNF2 además de los LTZ para el combustible Optima2 o limitar la descripción a una referencia genérica que no excluya uno de los diseños de combustibles de la mejora que se ha incorporado y que es el contenido de la fortaleza. El titular ha recogido este aspecto en su Informe de Compromisos a través del compromiso RPS-COF-C-05-11-D, para modificar la

descripción de la citada fortaleza en ese sentido. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

El área INNU concluye, teniendo en cuenta los aspectos previamente mencionados, que el análisis por parte del titular del FS 5, en el ámbito de sus competencias, es aceptable.

3.4.5.3 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

El área INSI ha abarcado el alcance de la evaluación del análisis del FS 5 en la RPS en dos IEV.

En el IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2010/1293, el área INSI ha evaluado el análisis realizado por el titular del FS 5 en la RPS, sobre aquellos aspectos dentro del ámbito de sus competencias, esto es, análisis de seguridad de tipo deterministas que son empleados en los siguientes análisis:

- Dentro de la Base de Diseño: los Análisis de Respuesta de la Contención y Pozo Seco del Capítulo 6 del ES, los análisis del Sumidero Final de Calor y los análisis termohidráulicos de la Piscina de Combustible Gastado que aparecen en ambos casos en el capítulo 9 del ES.
- Dentro de la denominada “extensión del diseño”: los análisis tipo CED-A del capítulo 19.1 del ES, en particular los relativos al accidente de ATWS y el SBO denominado de licencia (SBO de 4 horas).

También se han revisado aspectos generales sobre los análisis deterministas de accidentes, de carácter metodológico y sobre el mantenimiento de los análisis.

En cuanto al subfactor 5.4 (Análisis soporte de los POE/GAS), en este IEV se evalúa la parte relativa a los trabajos de soporte técnico - analítico en los que se utilicen análisis de seguridad de tipo determinista, y que en la práctica son empleados para la definición de los parámetros y curvas específicas de POE/GAS, así como en otros procedimientos de emergencia. Asimismo, se incluyen los análisis de seguridad de tipo deterministas que ayudan a la validación de procedimientos y guías, así como el desarrollo y mantenimiento de los códigos y modelos de cálculo que son utilizados en todo este proceso. El resto de actividades necesarias para el correcto desarrollo e implantación de los procedimientos y guías de operación se tratan de manera específica por el área INSI en el IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1316.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió las PIA:

- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/34 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería de sistemas del Factor de Seguridad 5”, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0025.
- CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/28 “CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto al subfactor 5.4 de análisis soporte de los POE/GAS”, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0020.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de los diferentes temas objeto de evaluación dentro del alcance del IEV CSN/IEV/INSI/COF/2010/1293:

- 1) Se considera que el análisis realizado por el titular del FS 5 de aquellos aspectos que entran dentro del ámbito de evaluación del área INSI se ajusta a la metodología y proceso reflejado en el DB de la RPS Rev. 1 y la GS 1.10 rev.2. La información aportada se considera asimismo suficiente.
- 2) En relación con la evaluación global y priorización de las acciones del FS 5, el titular ha definido una serie de PDM, ninguna de las cuales están relacionadas con el alcance de los aspectos evaluados en este informe.

No obstante, y fruto de esta evaluación, INSI ha definido una serie de acciones de mejora adicionales que han sido discutidas con el titular, resultando que por su parte dichas acciones han sido asumidas como compromisos tal y como aparecen reflejadas en el Informe de Compromisos, y que INSI considera adecuados en alcance y plazo. Seguidamente se hace un resumen de estas acciones, especificándose en cada caso la referencia del compromiso del titular, tal y como aparece en el informe anteriormente citado:

- a. Acción 1, para procedimentar la gestión de las modificaciones ligadas a los Análisis de Seguridad de tipo determinista dentro de la base de diseño, así como los accidentes de la extensión de diseño CED-A. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-02-P. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- b. Acción 2, para aclarar y/o desarrollar documentalmente, en aquellos procedimientos que sean aplicables, los criterios de apertura de acciones GESPAC cuando sea necesario realizar un nuevo análisis determinista de seguridad o la modificación de uno existente. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-03-P. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- c. Acción 3, de ampliación del alcance de PG-11 ("Análisis previo, evaluación de seguridad de modificaciones de ESC, procedimientos, modificaciones temporales y pruebas"), a los análisis de seguridad deterministas de capítulo 9 (UHS/ESW, temperatura de PCG) y a los CED-A. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-04-P. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- d. Acción 4, para desarrollar en procedimientos de planta la gestión de trabajos de empresas contratistas relativos a los Análisis de Seguridad de tipo determinista. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-05-P. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- e. Acción 5, para desarrollar en procedimientos de planta el proceso de actualización de los códigos y modelos de cálculo empleados en los Análisis de Accidentes del ES, con las matizaciones que el titular estime necesarias en función del capítulo que se trate de dicho documento. Como parte de este proceso se debe incluir la fase de validación de los modelos que hayan sido actualizados, así como el impacto en los análisis que hayan sido realizados previamente a la actualización. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-06-P, cuya redacción se ha actualizado en la revisión 2 del

Informe de Compromisos en coherencia con lo indicado por el área INSI. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- f. Acción 6, para incluir en el capítulo 6 del ES una descripción de los códigos y modelos de cálculo empleados en los análisis de Contención y Pozo Seco a corto y largo plazo, así como en los cálculos de los valores de las descargas de Masa y Energía que forman parte de estos análisis, incluyendo las referencias donde se desarrollen estos aspectos. Igualmente debe hacerse mención en el capítulo 6 del ES al proceso de validación de los códigos y modelos empleados. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-07-I, cuya redacción se ha actualizado en la revisión 2 del Informe de Compromisos en coherencia con lo indicado por el área INSI. Fecha de implantación: revisión ordinaria del EFS de 6 meses tras la recarga de 2021 (R23). La evaluación considera este compromiso aceptable.
- g. Acción 7, para incluir en los capítulos 6 (análisis de la Contención y Pozo Seco a corto y largo plazo) y 9 (análisis del sumidero final de calor, y de las piscinas de almacenamiento de combustible gastado) del ES una explicación de los márgenes existentes en los análisis de accidentes descritos en dichos capítulos en el caso de que éstos no estuvieran expuestos de forma explícita. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-08-I. Fecha de implantación: revisión ordinaria del ES de 6 meses tras la recarga de 2021 (R23). La evaluación considera este compromiso aceptable.
- h. Acción 8, para desarrollar en procedimientos de planta el proceso de soporte analítico a los procedimientos de operación. Dentro de este proceso se considerará: i) La fase de soporte técnico que se realiza a través de cálculos o simulaciones orientadas a la definición de parámetros de operación y curvas límite que se emplean en los POE, POGA, GAP, GAS y GMDE. ii) La fase de soporte técnico que se realiza para la validación de estos procedimientos. iii) Los requisitos exigibles a los códigos y modelos termohidráulicos empleados en estos trabajos. Formato del requisito: compromiso RPS-CNC-C-05-09-P. Fecha de implantación: 31/12/2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación realizada en el IEV CSN/IEV/INSI/COF/2011/1316 en relación con el subfactor de seguridad 5.4.

INSI considera que CN Cofrentes dispone de un conjunto de Procedimientos de Operación de Emergencia y Guías de Accidentes Severos coherentes con los estándares publicados por el grupo de propietarios de centrales BWR (BWROG). El resto de procedimientos como las GMDE o las GEDE, constituyen la protección contra eventos sintomáticos de probabilidad muy baja que además, en caso de las GMDE suponen una flexibilización y robustez en la operación y un refuerzo de la defensa en profundidad también en el entorno de los POE/GAS.

En cuanto los procesos de validación y verificación de todos los grupos de documentos del alcance de este subfactor, se considera que están bien definidos y que son completos.

INSI considera que, con la actualización de los POE y GAS a la revisión 4 de los EPG/SAG del BWROG, y dado que estos procedimientos contemplan ahora explícitamente la utilización de

sus estrategias más allá de la condición de Parada Caliente, la planta reforzará su respuesta a eventos de accidente severo bajo condiciones de Recarga o Parada Fría.

Sin embargo, se han identificado algunos aspectos que el titular deberá tener en cuenta durante la adaptación de sus POE/GAS a la revisión 4 de las EPG/SAG, que se describen a continuación:

- a) Relacionado con el Programa de implantación de la nueva revisión general de los POE/GAS, consistente en la adaptación a la revisión 4 de las EPG-SAG del BWROG de junio de 2018. El titular incluye en su RPS la acción asociada: Acción RPS-COF-FM-05.4-06-A01 "Actualización de POE/GAS". El plazo inicial para esta mejora propuesto por CNC era junio de 2024, pero posteriormente el titular asumió en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-11-01-Z, para finalizar dicha PDM el 31 de diciembre de 2023, que se considera aceptable.

Adicionalmente, dada la relevancia de esta propuesta de mejora, el área INSI propone su inclusión dentro de las ITC asociadas a la renovación de la AE.

- b) En relación con incertidumbres en documentos requeridos en la IS 36, el titular se ha comprometido a revisar el documento justificativo de cumplimiento con el artículo 4-6 de la IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares, en el proceso de desarrollo de la nueva versión de los POE/GAS según las guías genéricas del BWROG (revisión 4 de las EPG-SAG de junio de 2018). Este aspecto ha sido recogido en el compromiso RPS-COF-C-11-02-I del Informe de Compromisos. Plazo de implantación: diciembre de 2023. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- c) Relacionado con la validación de las nuevas Guías de Accidentes Severos (GAS) basadas en la revisión 4 de las EPG/SAG. Según el Informe de Compromisos, compromiso RPS-COF-C-11-03-I, CNC utilizará MAAP como referencia de cálculo base para cualquier análisis de validación de accidente severo que se demande en el proceso de validación de la revisión 4 de las GAS. No obstante, se compromete el uso de GOTHIC u otro código complementario al MAAP para asegurar la robustez de las conclusiones en relación al riesgo por gases combustibles, siempre y cuando existan cambios en la revisión 4 de las GAS que, tras su análisis con MAAP, supongan una configuración de riesgo por combustión mayor que en la revisión 3, no cubierta por los análisis originales de licenciamiento de los PAR. Plazo de implantación: diciembre de 2023. La evaluación considera el compromiso aceptable.

Adicionalmente a los resultados y conclusiones anteriormente expuestos, se estima conveniente destacar el siguiente aspecto tratado en la evaluación del área INSI:

En su análisis del subfactor 5.4, el titular identifica 2 fortalezas y 6 debilidades (PDM), las cuales han sido clasificadas como importancia para la seguridad BAJA o MUY BAJA, a excepción de la RPS-COF-FM-05.4-03 "Nuevas conexiones entre P40 (ESW) y E12 (RHR) División I para aumentar las combinaciones de aportación de refrigerante a Contención, RPV y piscina de elementos combustibles gastado (PEC) en condiciones de accidente", la cual se ha clasificado como de importancia para la seguridad MEDIA.

Esta PDM lleva asociada una única Acción Propuesta, la RPS-COF-FM-05.4-03-A01, de Prioridad 2, la cual está incorporada en el Plan de Acción de la RPS la fecha comprometida de finalización de la acción es el 31 de diciembre de 2023, teniendo que realizarse el cambio de diseño en condición de recarga.

A través de la PIA y de otros contactos vía correo electrónico, INSI solicitó al titular información adicional que justificara la necesidad de realizar la implantación de esta acción en la recarga de 2023 y no en la de 2021, dado que está clasificada como de prioridad 2 (solo 10 de las 96 acciones de la RPS son de esta prioridad; las demás son de prioridad 3 o 4).

Entre los argumentos aportados por el titular, se destacan los indicados a continuación:

- ❖ La conexión entre los sistemas P40 y E12A, supone montar una tubería nueva que entronca con el sistema P40, y montar tramos de tubería de 12" con al menos dos válvulas motorizadas y una de retención, para entroncar con el lazo A del sistema E12, requiriéndose para el trazado de las tuberías realizar penetraciones en dos muros que tienen unos 70 cm de espesor.
- ❖ La modificación afecta a sistemas relacionados con la seguridad (E12, P40, etc.). No sería factible, al menos hasta final de 2020, disponer de un desarrollo correcto del diseño de la modificación (implica nuevas fuentes de inundación en auxiliar, conectar zonas de fuego por nuevas penetraciones, cableado a sala de control, etc.).
- ❖ Dificultades asociadas a la adquisición de materiales: imposibilidad física de disponer del suministro de, entre otros, de las válvulas clase mencionadas. Se manejan plazos de entrega de 30 semanas en general, en el caso de un pedido reciente, el plazo de entrega para un repuesto de actuador Limitorque es de 50 semanas
- ❖ El adelanto de la implantación de la modificación tendría impacto en la recarga programada para el 2021. El cumplimiento de los hitos del programa de preparación de recarga es vital para garantizar la Seguridad en Parada. En este sentido, no se considera recomendable con el grado de avance en el que se encuentra en estos momentos el proceso de preparación, una alteración de esta magnitud en el alcance de la Recarga 23.
- ❖ La modificación propuesta supone una estrategia de operación redundante a la del lazo B (donde por diseño original está esta conexión) que debe analizarse en conjunto con el resto de estrategias incluidas en procedimientos de emergencia y supondría una modificación a dichos procedimientos totalmente temporal, ya que sería incluida durante el propio proceso de actualización global a la nueva revisión 4 de EPG/SAG. Se considera, por tanto, la recarga de 2023 idónea para incluir dicha modificación de procedimientos, dentro del alcance del proyecto de actualización de POES/GAS a EPG rev.4 del BWROG.
- ❖ Esta modificación de diseño supone la introducción de nuevos equipos en sistemas relacionados con la seguridad, por lo que debe analizarse en detalle si la modificación pudiera requerir según la IS-21 autorización por el CSN con los correspondientes plazos que esto supondría.

En virtud de tales argumentos, la evaluación ha considerado que el titular ha aportado la justificación necesaria para mantener la fecha comprometida por el titular para la finalización de la implantación de la modificación, diciembre de 2023.

3.4.6 Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad (IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1302)

La evaluación del análisis del titular del FS 6 dentro de la RPS ha sido realizada íntegramente por el área AAPS. La evaluación ha consistido en verificar que el titular ha realizado un análisis adecuado del FS 6 para identificar PDM, que están justificadas las conclusiones del titular, e identificar, si proceden, acciones de mejora adicionales.

Para realizar el análisis, el titular ha dividido el FS 6 en 2 subfactores: subfactor 6.1, Análisis Probabilista de Seguridad, y subfactor 6.2, Aplicaciones del APS.

La evaluación detallada del APS en Otros Modos de Operación de Nivel 2 de CN Cofrentes (presentado por el titular como respuesta a la IS 25 y a la ITC post-Fukushima) se recoge en un IEV independiente (CSN/IEV/AAPS/COF/2004/1260), si bien los aspectos documentales y metodológicos identificados por el área AAPS como aspectos a corregir por el titular, y los compromisos adoptados por éste al respecto, se han recogido en el IEV de evaluación general del FS 6.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/19, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0017. Adicionalmente, con fechas 15 y 16 de septiembre de 2020 se realizó la inspección a la central nuclear Cofrentes del PBI sobre mantenimiento y actualización de los APS (acta de referencia CSN/AIN/COF/20/971).

En la citada inspección se comprobaron las últimas revisiones disponibles de los diferentes alcances del APS para garantizar que se están cumpliendo los plazos de la guía GS 1.15, con los siguientes resultados:

- Sucesos internos Otros Modos nivel 2, Rev. 0, diciembre 2014. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.
- Incendios internos a potencia nivel 2, Rev. 0, enero 2015. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.
- Inundaciones internas a potencia nivel 2, Rev. 1, octubre 2015. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.
- Sucesos internos piscina combustible gastado, Rev. 0, diciembre 2015. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.
- Sucesos internos a potencia nivel 1, Rev. 7, agosto 2016. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Incendios Otros Modos nivel 1, Rev. 0, septiembre 2016. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.

- Internos Otros Modos nivel 1, Rev. 3, junio 2017. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Sucesos internos a potencia nivel 2, Rev. 1, diciembre 2017. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Sucesos internos a potencia, ciclo 21, Rev. 7b, julio 2018. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Incendios internos a potencia nivel 1, Rev. 1, junio 2019. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Otros sucesos externos, Rev. 5, diciembre 2019. La GS 1.15 requiere actualización cada 10 años.
- Inundaciones interna a potencia nivel 1, Rev. 8, febrero 2020. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.
- Sucesos internos a potencia, ciclo 22, Rev. 8, agosto 2020. La GS 1.15 requiere actualización cada 5 años.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

La evaluación considera adecuado el proceso de gestión para el control del mantenimiento y actualizaciones del APS de CNC, lo que permite mantenerlo actualizado de forma continua o tras cada ciclo de recarga.

El proceso de mantenimiento y actualización, recogido en el procedimiento de Iberdrola Generación Nuclear 1135-CA1-PG-001, recoge los requerimientos de la GS 1.15, y particularmente los relativos a la frecuencia de actualización de los diferentes alcances del APS de la IS 25. Los APS se han actualizado con la frecuencia debida e incluso mayor en algún caso, lo que constituye una fortaleza del FS 6.

No obstante CNC ha anunciado un retraso en la entrega de tres alcances de APS debido a retrasos en la elaboración de nuevos POE/GAS que iban a incorporarse en la modelación. La planificación de esos alcances se había adelantado respecto a lo requerido por la GS 1.15. CNC indicó que presentaría una nueva planificación, junto a una justificación del no adelanto de esos tres alcances, antes del fin de 2020.

Con fecha 11/12/2020, nº de registro 47176, se recibió en el CSN la carta del titular de ref. *2099983302953*, "Revisión de la planificación prevista para los nuevos desarrollos de APS en cumplimiento con la IS 25", en la cual se indica:

"Actualmente, la finalización del desarrollo de los nuevos POE/GAS/GAP/GASP basados en la revisión 4 de las EPG/SAG, está prevista en diciembre de 2023, tal y como queda reflejado en el compromiso RPS-00E-C-11-03-I de la documentación ligada a la solicitud de renovación de la autorización de explotación de C.N. Cofrentes. Por este motivo, la actualización del APSOM N1 de sucesos internos, del APSOM N2 de sucesos internos y del APSOM N1 de Incendios se realizará conforme a las frecuencias indicadas en la GS 1.15 (junio 2022, octubre 2024 y septiembre 2026 respectivamente).

En cuanto a los nuevos desarrollos de APS todavía pendientes para el cumplimiento de la Instrucción IS-25, no se ligarán a las actualizaciones anteriores al objeto de mantener la planificación de fechas indicada en carta de 2017:

- APSOM N1 Inundaciones en diciembre de 2021
- APSOM N2 Inundaciones en diciembre de 2022
- APSOM N2 Incendios en diciembre de 2024”

El desarrollo metodológico de las aplicaciones actuales se considera satisfactorio concluyéndose de la revisión realizada que el alcance y las aplicaciones de los APS son suficientes para su uso como soporte a la gestión de la seguridad de la Central.

El titular ha constatado la utilidad de los APS como herramienta tanto para determinar mejoras en la central, como para soportar adecuadamente la gestión de la seguridad. En general, el nivel de calidad del APS es alto ya que se cumple con la posición reguladora 1 de la RG 1.200 Rev. 1. El titular también ha analizado el cumplimiento con la RG 1.200 Rev. 2, para concluir que tan sólo unos pocos aspectos le separan del cumplimiento total.

En la actualidad la RG 1.200 en revisión 1 es base de licencia para CN Cofrentes. El titular asume, mediante el compromiso RPS-CNC-C-06-01-B del Informe de Compromisos, que incorporará la revisión 2 de la RG 1.200 como base de licencia en la revisión 17 (2021) del documento K96-8105 (Bases de Licencia de la C.N. Cofrentes). Esta revisión 2 de la RG 1.200 será aplicable únicamente en el caso de que el titular presente alguna solicitud de cambio de base de licencia informada por el riesgo.

La frecuencia de daño al núcleo (FDN) del APS de sucesos internos a potencia nivel 1 ha sufrido pequeñas variaciones a medida que se han ido editando nuevas revisiones durante el período de análisis, aunque siempre se han mantenido dentro de los criterios de aceptación de la GS 1.14.

Los valores totales acumulados de riesgo para todos los APS considerados están por debajo de 1.0E-4/año para la FDN y 1.0E-5/año para el FGLT que es el límite de la GS 1.14 para el que “todas las acciones se deben encaminar a una reducción del riesgo”, lo que fundamenta el desarrollo de aplicaciones del APS.

En el caso específico del APSOM, el área AAPS concluye que, en general, el titular ha incluido en el mismo los atributos identificados en la RG 1.200 siguiendo la metodología del su propio APS-N2 de Internos a Potencia, con algunas desviaciones puntuales identificadas. Los valores de la FGLT y FGL se consideran aceptables dentro de los criterios de la GS 1.14.

Se han observado algunas prácticas en el proceso de cuantificación de los APS que van en contra del control de calidad. La evaluación requiere al titular que determine un proceso que se documentará en el informe de cuantificación, que deberá ser ejecutado siempre de la misma forma y que tenderá a eliminar en la medida de lo posible las intervenciones manuales, altamente propensas a errores.

El área AAPS considera que en general, salvo cuestiones puntuales y concretas que pudieran ser identificadas en los procesos de supervisión, el titular cumple con el objetivo del FS 6 y con la base de licencia actual respecto al APS.

Respecto a las aplicaciones de APS, la evaluación considera que permiten caracterizar el riesgo de las diferentes ESC, y que se desarrollan según la normativa aplicable. Asimismo permiten su utilización como herramienta en la gestión de la seguridad de la planta.

La revisión del FS por el titular ha resultado, excluyendo las relacionadas con Factores Humanos, en 3 fortalezas, dos de las cuales han sido rechazadas en la evaluación por considerar que satisfacen requisitos reguladores, pero no confieren al APS una calidad adicional. La evaluación acepta como fortaleza que CNC haya actualizado algunos alcances de APS con una frecuencia mayor que la exigida por la GS 1.15.

Asimismo, el análisis del titular ha derivado en 2 debilidades (PDM), una relacionada con la actualización de la metodología de análisis de incertidumbres de los APS para hacerlos consistentes con la revisión 2 de la RG 1.200, considerada adecuada por AAPS, y otra encaminada a disminuir la FDN mediante una modificación de diseño para hacer las lógicas de inhibición de ATWS robustas frente al fallo único. Dentro de su ámbito de competencias, el área APS considera adecuada la modificación de diseño propuesta por suponer una reducción de riesgo.

Como consecuencia de los resultados y conclusiones anteriores, CNC ha adoptado, en su Informe de Compromisos, los siguientes compromisos en relación con el FS 6:

- Compromiso RPS-CNC-C-06-03-O, por el que CNC presentará antes del fin de 2020 una nueva planificación de los alcances de la IS 25, justificando la no necesidad del adelanto de la actualización de los tres análisis de APS referidos en la carta *1799983304467*. Plazo de implantación: antes del fin de 2020.

NOTA: Con fecha 11/12/2020, nº de registro 47176, se recibió en el CSN la carta del titular de ref. *2099983302953*, "Revisión de la planificación prevista para los nuevos desarrollos de APS en cumplimiento con la IS 25".

- Compromiso CNC-C-06-02-I, donde se recogen una serie de acciones identificadas a ejecutar en la revisión 9 del APS Nivel 1 de sucesos internos a potencia. Plazo de implantación: en la revisión del APS N1 de sucesos internos a potencia.
- Compromiso RPS-CNC-C-06-04-I, donde se recogen una serie de acciones identificadas a ejecutar en la próxima revisión del APS nivel 2 en Otros Modos de operación. Plazo de implantación: próxima revisión del APSOM-N2, con fecha prevista de 2024.
- Compromiso RPS-COF-C-06-05-D, para eliminar estas dos fortalezas en la próxima revisión de la documentación de la RPS. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.
 - RPS-COF-FF-06.1-04: Los resultados de los diferentes alcances del APS no muestran vulnerabilidades en la planta, y son similares a los de otras plantas BWR.

- RPS-COF-FF-06.1-05: Utilización de los APS para la extensión de diseño categoría CED-A que exige el apartado 13 de la IS-37.

La evaluación considera estos compromisos aceptables.

3.4.7 Factor de seguridad 7: Análisis de riesgos

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 7 son AAPS, CITI, IMES e INEI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.7.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

El factor de seguridad FS 7 comprende los análisis de riesgo frente a sucesos tanto internos como externos. El alcance de la evaluación del área AAPS se limita al análisis de riesgos internos (incendios e inundaciones internas).

3.4.7.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI) (IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2010/1301)

Tras una revisión inicial de la documentación de la RPS aplicable, el CSN envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/23, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0019. Posteriormente, en octubre de 2020, CNC envió el informe RPS-COF-INF-0039 “Respuesta complementaria a CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/23”, ampliando la información aportada.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

Una parte importante de la evaluación ha consistido en la revisión de la información y respuestas aportadas por el titular ante lo planteado en la PIA, destacando:

- En respuesta a lo solicitado en la PIA, CNC envió el documento de referencia A62-5B002, de análisis de cumplimiento con la RG 1.189, el cual, en su apartado 7.2.1 relativo al aceite de sellado del hidrógeno en el alternador de turbina se indica que *“El tanque de aceite de sellado de H2 en turbina no forma área de fuego separada ni tiene RF 3h”*, ante lo cual se requirió a CNC más información sobre la configuración de este tanque de aceite de sellado de hidrógeno y el recinto y elementos próximos a su ubicación, para justificar si tiene previstas acciones para cumplir este apartado de la RG 1.189 (o el equivalente 10.8 en la GS 1.19) o, en caso contrario, por qué considera que estas acciones no son necesarias.

En la extensión de respuesta a la PIA, documento RPS-COF-INF-0039, el titular detalla la ubicación, en el edificio de turbina, del tanque de aceite de sellado de hidrógeno y de su separación de equipos relacionados con la seguridad situados a gran distancia o en otras plantas del edificio, por lo que no se considera necesario requerir acciones al titular en el marco de esta RPS, si bien pueden ser supervisados mediante inspección.

- En la respuesta del titular a la PIA en relación con la no inclusión de los edificios Eléctrico y de Turbina en el alcance del RO 6.3.7.11 a pesar de albergar instrumentación y cables

de clase 1E de señal de disparo de turbina y de aislamiento de reactor, y con la determinación de cuál es el alcance de los sistemas y elementos de PCI incluidos en su MRO en función de los equipos y componentes presentes en los distintos edificios y ubicaciones a proteger, CNC se refiere al estudio K96E-5A228, que analiza la ubicación de elementos relacionados con la seguridad, el recorrido de sus cables y el efecto de posibles incendios, con el que manifiesta justificar esta no inclusión en el alcance del requisito.

Sin embargo, se ha observado que en el documento P64-5A738 de Identificación de ESC importantes para la seguridad en el ámbito de la PCI existen ubicaciones del edificio de Turbina con este tipo de elementos por lo que se encuentran en el alcance de la IS 30. El edificio de turbina no se considera un edificio de seguridad y presenta áreas de fuego muy extensas, y se ha confirmado con el titular que los sistemas de detección y extinción del edificio de turbina se encuentran en el alcance del MRO.

En consecuencia con lo anterior, la evaluación considera que las barreras resistentes al fuego del edificio de Turbina que protejan de forma directa la instrumentación relacionada con la seguridad identificada por el titular deberían estar en el alcance del MRO, para establecer medidas compensatorias en caso de su no funcionalidad.

En respuesta a este aspecto, CNC ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-07-14-I, para realizar un estudio de las posibles barreras a incluir en el alcance del requisito Requisito de Operación de Barreras resistentes al fuego (RO 6.3.7.11) y a modificar su MRO de forma acorde. Plazo de implantación: 6 meses tras la renovación de la AE. La evaluación considera este compromiso aceptable.

Como conclusión general, la evaluación considera que en los procesos de definición, selección y priorización de acciones de mejora no se han identificado desviaciones respecto del proceso reflejado en el DB de la RPS Rev.1 y la GS 1.10 Rev.2, y las acciones identificadas, priorización y plazos establecidos para este FS 7 son adecuadas y coherentes, por lo que el análisis realizado, junto con el compromiso adquirido, se consideran aceptables, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.7.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas (IEV de ref. CSN/IEV/AAPS/COF/2011/1306)

El alcance de la evaluación de AAPS se circunscribe a los aspectos de inundaciones internas y aspersion recogidos en el FS 7.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/37, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0027.

Para cubrir el anterior objetivo, el análisis de este FS ha comprendido por un lado el análisis de las Bases de Licencia, normas actualizadas y mejores prácticas según el alcance establecido en el Documento Base y en la GS-1.10, y por otro, la revisión de los procesos y programas implantados en la central nuclear Cofrentes para la gestión del riesgo que pudiera originarse como consecuencia de inundaciones. En el apartado 3.4.0.1.2 de la presente PDT se describe

el análisis realizado sobre normativa y buenas prácticas asociadas a este factor, si bien se ha dejado para el presente apartado la evaluación realizada sobre las bases de licencia.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- a) El titular concluye que CNC dispone de procesos, procedimientos y medidas de protección (detección y mitigación) adecuados para hacer frente a riesgos de inundación creíbles y con capacidad de afectar a las funciones de seguridad de la central, recogidos en el ES, APS e IPEEE, descartando que exista algún riesgo no analizado. El proceso de revisión y evaluación de las modificaciones de diseño es un proceso completo y robusto que continuará permitiendo identificar la necesidad de cambios en los análisis de riesgos como consecuencia de las modificaciones en la instalación y permite que dichos análisis reflejen la realidad de la planta.
- b) CNC indica que considera que el proceso de revisión y evaluación de las modificaciones de diseño es un proceso completo y robusto que permite identificar la necesidad de cambios en los análisis de riesgos como consecuencia de las modificaciones en la instalación y permite que dichos análisis reflejen la realidad de la planta.
- c) Asimismo considera que los análisis que lo evalúan se encuentran actualizados y reflejan la realidad de la planta. Durante este periodo de análisis se ha logrado la total implantación del MPCII (Manual de protección contra inundaciones internas) y de los procedimientos asociados, entre los que destaca el Procedimiento de Control de configuración frente a inundaciones internas (PC 070). Se han realizado numerosas modificaciones de diseño destacando por su impacto en el riesgo la modificación del trazado de las tuberías de PCI en el edificio de Servicios, que disminuye la frecuencia de escenarios de inundación, y la implantación del sistema de alarmas de inundaciones en cubículos críticos que mejora la detección de posibles inundaciones. Por otro lado, entre el personal de la central se ha evidenciado el incremento en la percepción de que el riesgo de inundaciones y sus posibles consecuencias no son despreciables y en la importancia de disponer de un sistema de gestión del mismo adecuado.
- d) Un tema destacado de la evaluación ha sido el relativo al estado de actualización de las bases de licencia para los riesgos por inundación o aspersión, donde se tiene en cuenta lo siguiente:
 - La Base de Licencia de protección contra inundaciones que aplica a CN Cofrentes corresponde con las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del NUREG-0800 (Standard Review Plan (SRP)) que endorsan las BTP APCSB 3-1 rev. 0 y BTP MEB 3-1 rev. 0, de 1981.
 - En el año 2007, se editó la revisión 3 de las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del SRP que endorsaba la BTP 3-4 (sustituta de la antigua 3.1) y la BTP 3-3.
 - Desde el punto de vista de la evaluación del CSN el tener una base de licencia anticuada, la existencia de diferentes interpretaciones sobre la base de licencia actual, que estos análisis de protección frente a sucesos internos no se encuentren adecuadamente recogidos en el ES de la instalación y que los criterios de análisis no sean homogéneos y coherentes con todo lo requerido en las BTP, supone una debilidad en lo que se refiere a protección frente a inundaciones internas en el marco de la RPS.

- En los procesos de renovación de la AE de las centrales nucleares de Almaraz y Vandellós II, el CSN ya identificó esta debilidad que llevó a la emisión de una condición de la Autorización de Explotación para cada una de ellas, con sendas ITC asociadas, relativa a los riesgos internos por inundación y aspersión.

En base a lo reflejado, se considera que CNC debe actualizar las bases de licencia de la central relacionadas con la protección contra inundaciones, homogeneizar los criterios de análisis con la nueva normativa Base de Licencia, incorporar al Estudio de Seguridad las nuevas bases de licencia así como la identificación de los análisis realizados para dichos riesgos y realizar una revisión global del Manual de Protección Contra Inundaciones Internas incorporando los resultados de todos los análisis de inundaciones.

Dado que la situación de CN Cofrentes es muy similar a la de CN Almaraz y CN Vandellós, esta evaluación considera necesario la emisión de una ITC para esta central en términos similares a las anteriores al objeto de actualizar las bases de licencia de protección contra inundaciones, y homogeneizar tanto los criterios de análisis como el contenido a incluir en el Estudio de Seguridad y en el Manual de Protección contra inundaciones internas.

Si bien el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-07-11-I/B, la evaluación propone la emisión de una **Instrucción Técnica Complementaria para actualizar la base de licencia para la protección contra inundaciones internas** para CN Cofrentes (recogida en detalle en el Anexo 1 del IEV), en términos similares a las de las otras centrales, con el siguiente alcance y plazos, tal y como recoge el compromiso citado del titular:

1. Realizar el análisis de las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del NUREG-0800 y sus BTP 3-3 y BTP 3-4 asociadas, de marzo de 2007, para su incorporación a las Bases de Licencia, y remitir al CSN el programa para el tratamiento de las desviaciones identificadas, donde figuren las acciones a realizar para cumplir la nueva base de licencia, indicando el plazo de realización de dichas acciones. El análisis determinista de aspersiones (rociado) formará parte de este análisis.
2. Recopilar y analizar información sobre las bases de licencia en centrales de EEUU y la aplicación del criterio de Fallo Único Adicional (FUA), según la BTP 3-3, para determinar la aceptabilidad de la aplicación del criterio de FUA para el caso de los fallos postulados en las tuberías de los sistemas en los que CN Cofrentes mantiene la aplicación de la definición del criterio FUA del ANSI-ANS-51.1.
3. Revisar los análisis deterministas de inundaciones internas y aspersiones teniendo en cuenta los resultados de los análisis anteriores, identificando las acciones que fueran necesarias.
4. Incorporar en las Bases de Licencia de la central la nueva normativa de inundaciones internas, una vez implantadas todas las acciones identificadas en los puntos anteriores.
5. Actualizar el Estudio final de Seguridad con la nueva normativa base de licencia, así como con la revisión realizada de los análisis deterministas de inundaciones y aspersiones.

6. Revisar el Manual de protección contra inundaciones internas con la revisión realizada de los análisis deterministas de inundaciones y aspersiones y teniendo en cuenta todas las modificaciones que se hayan llevado a cabo en relación a los mismos.

Plazos de implantación:

Análisis de la nueva normativa: 1 año desde la renovación de la Autorización de Explotación (marzo de 2022).

Revisión de los análisis deterministas de inundaciones y aspersiones: 1 año tras la finalización de los análisis de nueva normativa.

(NOTA: los plazos anteriores, en la ITC finalmente emitida, se han sustituido por “1 año desde la emisión de la presente instrucción técnica complementaria”)

Implantación de las acciones derivadas: de forma escalonada, siendo el plazo máximo para la implantación de modificaciones de diseño la recarga de 2025.

Incorporación de las nuevas normas a las Bases de Licencia de la central: en la siguiente revisión del documento K96-8105 (Bases de Licencia de CN Cofrentes) que se edite una vez implantadas en la central las modificaciones de diseño previstas.

Actualización del EFS con las nuevas bases de licencia y la revisión correspondiente de los análisis deterministas de inundaciones y aspersiones: en la revisión ordinaria del EFS de 6 meses tras la recarga de 2025.

Revisión del Manual de protección contra inundaciones internas: de forma escalonada, siendo el plazo máximo para la revisión completa del manual 6 meses tras la finalización de la recarga de 2025.

- e) De la revisión global del Factor de Seguridad 7, en el ámbito de protección contra inundaciones, se identificaron 2 fortalezas, una relativa a disponer en sala de control de una alarma de inundaciones en salas críticas de la central y otra relativa a la existencia del Procedimiento de Control de configuración frente a inundaciones internas (PC 070), y ninguna debilidad (PDM).

La evaluación del CSN considera que, en general, dentro del alcance de la evaluación realizada, y teniendo en cuenta la ITC propuesta, se puede considerar que el titular cumple con el objetivo del FS 7 en lo relativo a protección contra inundaciones.

3.4.7.2 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

El alcance de la evaluación de CITI es lo relativo a los parámetros del emplazamiento dentro del FS 7, en el ámbito de los análisis de riesgos externos. Para abarcar el alcance de los aspectos de análisis de este factor, el área CITI ha dividido la evaluación en 3 análisis; análisis del FS 7 en relación con la meteorología y otros sucesos, análisis del FS 7 en relación con la sismicidad, y análisis del FS 7 en relación con la hidrología.

La evaluación del FS 7 por parte de CNC se encuentra documentada dentro de la RPS en el informe RPS-COF-IN-0007, “Análisis del Factor de Seguridad 7: Análisis de Riesgos”. El titular

lo completa con el análisis probabilista de seguridad (APS) de otros sucesos externos documentado en el informe K90-5612 Rev. 5 “Análisis de ‘otros’ sucesos externos” de diciembre 2019.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CNS emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/30, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0021. Posteriormente a la reunión de presentación a CNC de las conclusiones preliminares de evaluación (15/10/20), se celebró otra reunión el 21/10/20 entre CITI y el titular para tratar pendientes en relación con los riesgos externos.

3.4.7.2.1 Análisis del FS 7 en relación con meteorología y otros sucesos externos (IEV de ref. CSN/IEV/COF/2010/1285)

CITI ha evaluado tanto el análisis del titular del FS 7 como el análisis del APS de otros sucesos externos.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- Respecto del APS de otros sucesos externos, el titular ha cribado todos los sucesos externos, y todas las posibles combinaciones de sucesos externos, de forma cualitativa o cuantitativa. La metodología utilizada por el titular es aceptable, y los datos considerados en el análisis del titular han sido actualizados, por lo que se consideran aceptables los resultados en la evaluación realizada.
- CITI considera que la información dada por el titular en su respuesta al punto B-2.e) de la PIA debe incluirse en el documento K90-5612, como justificación de no haber realizado un recorrido de inspección específico. En este sentido, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-07-04-I, para realizar una revisión del informe K90-5612 (APS. Análisis de Otros sucesos externos) para incluir la información transmitida al CSN mediante el informe RPS-COF-IN-0021, en relación a los recorridos de inspección correspondientes a dicho análisis y con los riesgos asociados a las tormentas solares. Plazo de implantación: junio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- En el PG 063, “Manual de Protección contra Inundaciones Internas” (Rev. 2, Marzo/2018), el titular ha incluido las causas externas de inundación, las hipótesis de cálculo con referencias a los estudios soporte, incluso los realizados para las pruebas de resistencia post-Fukushima, y las medidas de protección en cada caso. Por tanto, la evaluación considera que el titular ha cumplido con lo requerido en la carta de apreciación favorable del DB de la RPS Rev. 1 al respecto.
- El titular indica que la Confederación Hidrográfica del Júcar ha emitido, en 2019, una carta en la cual especifica: “A fecha 1 de abril de 2019, las presas de Alarcón y Contreras tienen un comportamiento estructural correcto, sin variaciones respecto a periodos previos. Esta afirmación se soporta en el análisis detallado de los datos de la auscultación de la presa, en las inspecciones regulares realizadas por personal técnico especializado y en las labores de mantenimiento programadas y realizadas anualmente.” Apoyándose en ello, el titular concluye que el análisis de rotura de presas documentado en el informe

K93-5A358 continúa siendo válido. Por tanto, la evaluación considera que resulta aceptable la conclusión del titular y que CN Cofrentes ha cumplido lo solicitado al respecto en la carta del CSN CSN/C/DSN/COF/16/49, relativa a la verificación periódica del análisis de escenarios de rotura de presas, más allá de las bases de diseño, de acuerdo con los resultados de los procesos de vigilancia, auscultación y mantenimiento seguidos en las presas.

- Respecto del suceso de tormentas solares, la evaluación considera que la respuesta del titular a la PIA en relación con este aspecto puede aceptarse como válida según las indicaciones de la documentación que refiere. En ella, en principio sólo se considera el daño a los transformadores de potencia. El titular ha asumido el compromiso RPS-COF-C-07-05-D, para incluir en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS la información transmitida en su informe de respuesta a la PIA en relación a los riesgos asociados a las tormentas solares. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera aceptable este compromiso.
- Las modificaciones de diseño y acciones de GESPAC en relación con el alcance de esta evaluación, y que ha incluido el titular en el documento final de la RPS, han sido revisadas por parte de CITI en inspecciones del PBI sobre condiciones meteorológicas severas e inundaciones, realizadas durante el periodo de la RPS (2010-2019).
- Entre las debilidades (PDM) en relación con riesgos externos, dentro del alcance de esta evaluación, el titular solo identifica una relacionada con el riesgo de incendio forestal, y le asocia la acción RPS-COF-FA-07.0-02-A01, que consiste en una modificación de diseño: "Ampliación del sistema de PCI para disponer de puntos de aporte de agua adicionales para la protección de determinadas zonas exteriores dentro del área vigilada". El titular le asigna prioridad 3, con fecha de implantación el 31/12/2023. La evaluación considera razonable dicha acción de mejora y también la fecha prevista para implantarla, dada la baja probabilidad del suceso.

Como conclusión general, CITI considera aceptable el proceso de análisis de riesgos externos y de la capacidad de la planta para afrontarlo seguido por el titular, ya que se corresponde con lo establecido en el DB de la RPS Rev. 1. También considera aceptables globalmente los resultados del análisis del titular, con los compromisos adoptados.

3.4.7.2.1 Análisis del FS 7 en relación con la sismicidad

(IEV de ref. CSN/IEV/CITI/COF/2011/1311)

En lo que respecta al análisis de riesgos en relación con la sismicidad del emplazamiento, los aspectos tratados en la evaluación de CITI corresponden al análisis del titular respecto a la nueva normativa emitida y al cumplimiento de las BL en el marco temporal de la RPS (aspecto ya tratado en el apartado dedicado a normativa de esta PDT), así como al análisis de riesgos, programas, procedimientos y contenido del ES asociados a terremotos.

En el apartado 5 "REVISIÓN DEL FACTOR DE SEGURIDAD" del informe del FS 7, el titular identifica los riesgos internos y externos creíbles y con capacidad de afectar a las funciones de seguridad de la central, recogidos en el ES, el APS y el IPEEE. El titular valora la idoneidad de las medidas de protección (detección y mitigación) disponibles.

Para cada riesgo identificado como aplicable a la central, el titular indica en qué documento está analizado, qué normativa le aplica (si existe) y qué procesos y procedimientos de planta existen en relación con las acciones a realizar para prevenir o mitigar dicho riesgo.

A continuación se resume la evaluación y conclusiones de la evaluación.

CITI ha evaluado los aspectos tratados en el apartado 5 mencionado, en relación con la sismicidad del emplazamiento y el FS 7:

- *Descripción de procesos, programas y procedimientos.* El titular indica que CN Cofrentes dispone de un procedimiento específico de actuación en caso de sismo (POGA SISMOS); ya que es previsible que, tras la ocurrencia de un terremoto de intensidad suficiente, se produzcan cambios en los sistemas de la planta, que resultarán en activación de alarmas y/o cambios de parámetros, y que requerirán algún tipo de acción por parte de los Operadores de Sala de Control, según los procedimientos aplicables. Además, el titular explica que los terremotos, por su capacidad para afectar al funcionamiento de la planta, han sido considerados también como entrada para algunos de los procedimientos de emergencia como el PEI o el Procedimiento para regulación de las Guías de Daño Extenso.
- *Modificaciones relacionadas con los programas y procedimientos durante el periodo de análisis.* En relación con este aspecto cabe destacar:
 - CN Cofrentes tiene establecido un plan de revisión del contenido del capítulo 2 del ES independiente de las modificaciones de diseño. Este plan da respuesta a la ITC nº 11.h del CSN asociada a la renovación de la AE vigente.
 - Como consecuencia del mismo, CNC llevó a cabo una primera revisión completa del contenido del capítulo 2 del ES, que se incorporó en la revisión 50 del ES de abril de 2014.
 - El titular menciona el proceso de las Pruebas de Resistencia tras el accidente de Fukushima en 2011, además del Plan de Acción Nacional elaborado por el CSN, que recogía las acciones a llevar a cabo en relación con los programas de mejora de la seguridad post-Fukushima. Estos trabajos se consideran cerrados.
 - En relación al riesgo sísmico, el titular destaca los trabajos en curso para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas, que tienen como finalidad realizar una revaluación de la peligrosidad sísmica en cada emplazamiento empleando un análisis probabilista, tal y como se define en la guía de seguridad SSG-09 de la OIEA (Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations). A requerimiento del CSN, este análisis debe utilizar el Nivel 3 de la metodología SSHAC, recogida en los documentos NUREG/CR-6372 y NUREG-2117.
- *Fichas de evaluación de riesgos.* Para cada uno de los riesgos identificados en el alcance del FS 7, el titular ha elaborado una ficha en la que detalla los análisis específicos de riesgos que ha realizado en CN Cofrentes. CITI ha revisado el contenido de la Ficha 24, que recoge el análisis de riesgo debido a terremotos.

- El análisis del titular se divide a su vez en análisis determinista y probabilista. Como parte del análisis probabilista el titular debería haber incluido los trabajos de la ITC-Sísmica, que el titular menciona en la parte de análisis determinista, pese a que la naturaleza del proyecto es claramente probabilista. El uso de metodología probabilista es, de hecho, un requisito por parte del CSN en su correspondiente ITC. Más allá del detalle de la mención del trabajo en curso de la ITC-Sísmica como análisis determinista, el análisis del enfoque probabilista por parte del titular resulta aceptable en la evaluación.

El titular considera que el riesgo asociado a terremotos se encuentra adecuadamente analizado, tanto desde el punto de vista determinista como probabilista, y que existen procedimientos para su gestión de modo que se asegura la capacidad de la planta para hacer frente a dicho riesgo. El titular no considera necesarias acciones de mejora adicionales. La evaluación considera aceptable las conclusiones expuestas por el titular.

Como conclusión general respecto al FS 7, CITI considera que el análisis del riesgo, programas, procedimientos y contenido del ES que ha realizado el titular en todos los aspectos relacionados con la sismicidad del emplazamiento resultan aceptables.

3.4.7.2.2 Análisis del FS 7 en relación con la hidrología

(IEV de ref. CSN/IEV/COF/2010/1300)

La evaluación de CITI ha considerado, en cuanto a riesgos potenciales asociados al funcionamiento de la central, los siguientes:

- (i) posibilidad de que un aumento del nivel freático pueda afectar a la integridad o al funcionamiento de la central (inundaciones externas);
- (ii) capacidad de detectar emisiones incontroladas de radionucleidos al terreno que puedan alcanzar el agua subterránea (impacto en aguas subterráneas por incorrecto funcionamiento de sistemas).

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación.

- 1) En cuanto al sistema de drenaje bajo los edificios de la isla nuclear, la evaluación considera que el titular debe mejorar el sistema de medida y la frecuencia de obtención del caudal del sistema de drenaje bajo edificios, considerando la instalación de un medidor continuo; ya que la medida actual que realiza resulta poco precisa para obtener valores representativos de los caudales drenados por la red de drenaje profundo.

En relación con este aspecto, CNC ha asumido, en su Informe de Compromisos, el compromiso RPS-COF-C-07-06-I. Plazo de implantación: junio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- 2) En cuanto al control piezométrico bajo los edificios, la evaluación considera que el titular debe adoptar un sistema de medida más fiable en los piezómetros horizontales bajo edificios, utilizando una referencia topográfica clara (borde del tubo) y asegurando el correcto estado de limpieza de los piezómetros y los tubos conectados a ellos.

En relación con este aspecto, CNC ha asumido el compromiso RPS-COF-C-07-07-I. Plazo de implantación: junio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

Adicionalmente, la evaluación considera que los resultados obtenidos en las campañas de medida de estos piezómetros horizontales deben incluirse en el Informe Anual sobre resultados hidrogeológicos que CN Cofrentes envía al CSN, aspecto recogido en el compromiso RPS-COF-C-07-09-I referenciado en el siguiente punto 3).

- 3) En cuanto a la capacidad para detectar emisiones incontroladas de radionucleidos al agua subterránea, la evaluación considera que:
- a. El titular debe justificar el origen y la cuantificación que realiza sobre el denominado “goteo de las aguas de la central” con el que trata de explicar la presencia de H-3 detectado en la red de drenaje de edificios de la central, en el aforador, en las aguas subterráneas (piezómetros de la terraza del Plano), manantiales y pozos de pluviales. Así mismo, debe estudiar la procedencia del H-3 y la posible discriminación por edificios de las aguas obtenidas por la red drenaje.
 - b. El titular debe incorporar al Programa Hidrológico de Vigilancia y Control (PHVC) las determinaciones de actividad gamma en las aguas subterráneas (sondeos, manantiales, drenes profundos y pluviales); toda la información obtenida debe incluirse en el Informe Anual sobre resultados hidrogeológicos que CN Cofrentes envía al CSN.
 - c. El titular debe continuar con el programa PHVC, asegurando la representatividad de las medidas y evitando la pérdida de información de los puntos de agua (como en los piezómetros PS-8, PS-10 y PS-11), que deben sustituirse en el caso de verse afectados por obras realizadas en la instalación. También debe asegurarse el acceso a las fuentes y manantiales (como en el Barranco de El Plano) para que el muestreo sea representativo.

En relación con estos aspectos, el titular ha asumido, en su Informe de Compromisos, los compromisos siguientes:

Compromiso RPS-COF-C-07-08-I/M/E, para realizar un análisis para valorar la posibilidad de determinar la procedencia del tritio detectado en los análisis radioquímicos, además de otros posibles radioelementos de emisión incontrolada, realizados a las muestras de aguas de la red de control establecida y, en función de los resultados de dicho análisis, elaborar un plan de actuación. En dicho plan de actuación se incluirán las medidas a adoptar para garantizar el adecuado número de puntos de control de la red, sustituyendo los puntos inutilizados, y también el acceso a los mismos. Plazo de implantación: junio de 2021.

Compromiso RPS-COF-C-07-09-I, relativo al seguimiento hidrogeológico y radioquímico del agua del emplazamiento, para incluir en el PHVC las determinaciones de actividad gamma en las aguas de drenes, muestreos de puntos de control y pluviales. Incorporar los resultados, así como los datos obtenidos en las medidas de nivel de los piezómetros bajo edificios, en el informe anual de resultados en la red de control de las aguas subterráneas. Plazo de implantación: primer informe anual tras la implantación de las mejoras asociadas al compromiso RPS-COF-C-07-07-I.

La evaluación considera aceptable el contenido y plazo propuestos para estos compromisos, que asumen todos los resultados de la evaluación de CITI, y que suponen una mejora en los procedimientos aplicados al programa de vigilancia PHVC de las aguas subterráneas en el emplazamiento, y también al estudio del origen del contenido en radionúclidos de las aguas.

3.4.7.3 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

(IEV de ref. CSN/IEV/IMES/COF/2011/1304)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS 7 relacionados con el ámbito de competencias de IMES, que son: efecto látigo por rotura de tuberías, proyectiles y caída de cargas pesadas, vibraciones internas, colapso estructural, vibraciones externas y sismo. Dentro del sismo, la evaluación de IMES se ha centrado en las actividades asociadas al *Individual Plant Examination of External Events for severe accident vulnerabilities* (IPEEE) sísmico y a la asignación de margen sísmico de equipos post-Fukushima.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18, respondida por el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0016. Asimismo, dentro del proceso de evaluación de la RPS, en septiembre de 2020, el área IMES realizó la inspección recogida en el acta CSN/AIN/COF/20/972, con el objeto de aclarar algunas de las respuestas a la mencionada PIA así como recabar información adicional sobre aspectos diversos.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación.

CNC ha analizado todos los temas del DB de la RPS Rev. 1 correspondientes al FS 7 que se encuentran dentro del alcance de evaluación del área IMES, por lo que su alcance se considera aceptable.

De la evaluación del análisis realizado por CNC para el FS 7, en el ámbito de competencias del área IMES, se concluye lo siguiente:

- 1) CNC debe mencionar explícitamente en el ES que el listado de ESC con HCLPF de 0,3g (documento K93-5A068 "CN Cofrentes. Estructuras, sistemas y componentes con HCLPF 0,3g"), es Base de Licencia y como tal debe mantenerse actualizado.
- 2) CNC debe incluir en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS una descripción sobre su proceso de actualización del listado de equipos con asignación de margen sísmico. Estas acciones deberán plasmarse en el procedimiento que considere oportuno o desarrollarse uno "ad hoc".
- 3) CNC debe reflejar en la revisión 1 de la documentación de la RPS la metodología empleada, dentro de su gestión de modificaciones de diseño, para el mantenimiento del margen sísmico. Adicionalmente, sobre las acciones que se realizan para la adquisición de equipos, en las que se requiere un espectro sísmico de diseño correspondiente al SME (de 0,3g), CNC debe explicar cómo realiza la verificación tras la implantación de la MD de la no existencia de interferencias del tipo 2 sobre 1.

- 4) Los análisis de riesgos internos expuestos en el informe del FS 7 se consideran aceptables al quedar envueltos por el riesgo externo de Terremoto de Parada Segura (SSE) o estar debidamente contemplados en las bases de diseño.

El titular ha asumido llevar a cabo las acciones mencionadas en los puntos de 1 a 3 anteriores adoptando los siguientes compromisos, recogidos en el Informe de Compromisos, los cuales se consideran aceptables por parte del área IMES:

- Compromiso RPS-COF-C-07-01-I, para Incluir en la sección 19.2.3.1 (Terremotos y sus efectos indirectos) del ES que el documento K93-5A068 (ESC con HCLPF 0,3g), es Base de Licencia. Plazo de implantación: revisión ordinaria del ES tras la recarga de 2021 (R23).
- Compromiso RPS-COF-C-07-02-D, para incluir en la revisión 1 del informe de evaluación del FS 7 (RPS-COF-IN-0007) la descripción del proceso seguido dentro de la gestión de modificaciones de diseño, para el mantenimiento del margen sísmico sobre aquellas ESC a los que se les requiere y del proceso de actualización del documento K93-5A068 (Estructuras, sistemas y componentes con HCLPF 0,3g). Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.
- Compromiso RPS-COF-C-07-03-D, para incluir en la revisión 1 del informe de evaluación del FS 7 (RPS-COF-IN-0007) referencia a las propuestas de mejora del FS 3 relativas a la formación para preservar el programa de calificación sísmica (RPS-COF-FM-03.1-01) y a la realización de un procedimiento general sobre calificación sísmica (RPS-COF-FM-03.1-03), ya que ambas incluyen en su alcance el análisis de márgenes sísmicos. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

NOTA asociada al compromiso: La inclusión del documento EPRI-NP-6041-SL Rev. 1 "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin" como Base de Licencia para el IPEEE sísmico se recoge en el compromiso RPS-COF-C-01-02-B. La modificación del alcance de las propuestas de mejora relativas a la formación para preservar el programa de calificación sísmica (RPS-COF-FM-03.1-01) y a la realización de un procedimiento general sobre calificación sísmica (RPS-COF-FM-03.1-03), para indicar explícitamente que incluyen el análisis de márgenes sísmicos, se recoge en el compromiso RPS-COF-C-03-03-D.

Como conclusión general, el área IMES considera aceptable, teniendo en cuenta los compromisos asumidos, el análisis realizado por CNC para el FS 7 Análisis de riesgos en relación con las actividades de asignación de margen sísmico a estructuras y equipos, las actividades de mantenimiento y verificación del cumplimiento de los requisitos de asignación de margen sísmico y los análisis deterministas de riesgos internos y externos dentro del ámbito de actuación del área IMES.

3.4.7.4 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)

(IEV de ref. CSN/IEV/INEI/COF/2011/1307)

La evaluación del área INEI se ha focalizado en los temas del FS 7 relacionados con sistemas eléctricos y de I&C.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/22, dando respuesta el titular mediante el envío del informe RPS-COF-IN-0033.

De las fichas de análisis de riesgos incluidas en la documentación de la RPS, son de aplicabilidad sobre los sistemas eléctricos y de I&C las correspondientes a: pérdida de energía eléctrica interna, pérdida de energía eléctrica externa, transitorios de alta tensión, tormentas solares, caída de rayos e interferencias electromagnéticas.

INEI ha revisado los análisis realizados por CNC para estos riesgos, tanto para los accidentes base de diseño como para los de daño extenso, donde el titular concluye que el diseño de la planta permitiría hacer frente a estos escenarios mediante las protecciones y procedimientos existentes, no existiendo comentarios al respecto por parte de la evaluación.

Para este FS 7, CNC ha Identificado la fortaleza RPS-COF-FF-07-01: Actuaciones realizadas como consecuencia de las Pruebas de Resistencia y medidas de refuerzo implantadas (ITC post-Fukushima). Durante la reunión de presentación de conclusiones preliminares de evaluación (15/10/2020), INEI indicó al titular que las actuaciones realizadas como consecuencia de las Pruebas de Resistencia dan cumplimiento a las ITC emitidas por el CSN como consecuencia del accidente de Fukushima, en principio, no se puede considerar como una fortaleza, por lo que el titular debería aportar una justificación soporte de la misma más detallada, destacando los aspectos que van más allá de lo requerido por la normativa, o bien, retirarla.

En respuesta a este aspecto, CNC ha incluido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-07-13-D, para eliminar esta fortaleza de la RPS. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS. INEI considera aceptable este compromiso.

Como conclusión general, INEI considera que el análisis realizado por el titular para el FS 7, junto con el compromiso citado, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.8 Factor de seguridad 8: Experiencia Operativa Interna

La evaluación del FS 8 ha sido asignada en la guía de evaluación al Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON). No obstante, el Área de Garantía de Calidad (GACA) también ha incluido en el alcance de su evaluación la revisión de este FS, fundamentalmente en lo que concierne al sistema de gestión GESPAC.

3.4.8.1 Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEON/ COF/2011/1313)

El alcance de la evaluación de AEON son los subfactores 8.1 “Gestión de la Experiencia Operativa Interna” y 8.2 “Proceso de indicadores de funcionamiento”.

De la información presentada por CNC en su análisis del FS 8 en lo relativo a la experiencia operativa interna, y de las actividades de inspección y supervisión sobre el tema que ha

efectuado el CSN a lo largo del periodo de la RPS, AEON concluye que CN Cofrentes dispone de un programa procedimentado de experiencia operativa interna que cumplen con la normativa vigente, y que el titular analiza sistemáticamente la misma mediante la vigilancia de indicadores, autoevaluaciones, auditorías internas y externas, estudio de tendencias, etc., que posibilitan la detección y corrección de debilidades y la mejora de sus procesos. CN Cofrentes ha conseguido incorporar la experiencia operativa a los distintos procesos y tareas que tienen lugar en la central haciendo uso de diversos mecanismos que son resultado de la aplicación de su programa de experiencia operativa.

Del análisis realizado, CNC identifica para este subfactor 2 fortalezas y 1 debilidad (PDM). Una de las fortalezas deriva de que la central no haya tenido ningún SCRAM durante todo el periodo considerado.

Por parte de AEON se consideran adecuadas las fortalezas identificadas por el titular, así como la propuesta de mejora, la cual implicará la realización de acciones concretas que serán sometidas al proceso habitual de supervisión y control llevado a cabo por el área AEON.

De la información presentada por CNC en su análisis del FS 8 en lo relativo al proceso de indicadores de funcionamiento, y de las actividades de inspección y supervisión de los mismos que ha efectuado el CSN a lo largo del periodo de la RPS, AEON concluye que CN Cofrentes dispone de un sistema de indicadores de funcionamiento de acuerdo a las prácticas de la industria y que el titular actualiza periódicamente.

Del análisis realizado, CNC no identifica para este subfactor ninguna fortaleza ni ninguna debilidad (PDM).

Por parte de AEON se considera adecuado el análisis realizado por el titular en cuanto a los indicadores relacionados con las competencias del área y se hará un seguimiento de los mismos mediante proceso habitual de supervisión y control llevado a cabo por el área evaluadora. No se requieren acciones adicionales.

Al margen de lo anteriormente reflejado como consecuencia de la evaluación de AEON del FS 8, donde se concluye en la no necesidad de proponer ninguna acción específica nueva en relación con los procesos de experiencia operativa interna y externa (como se verá al tratar el FS 9 en el siguiente apartado), AEON considera que mientras no se disponga de una Instrucción del Consejo aprobada sobre experiencia operativa, se debe mantener una ITC que establezca requisitos mínimos sobre los procesos de experiencia operativa interna y externa. A tal fin, AEON plantea una propuesta de ITC sobre experiencia operativa, cuyos términos se recogen en un anexo de su IEV.

3.4.8.2 Área de Garantía de Calidad (GACA)

(IEV de ref. CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295)

El área GACA ha revisado la información aportada por el titular en relación con el sistema de gestión GESPAC y las evaluaciones internas, en el contexto tanto de este FS 8 (subfactor 8.3)

como del FS 10, subfactor 10.1 "Organización y sistema de gestión", dado que se trata de aspectos que tienen cabida en ambos.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/27, respondiendo CNC a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0023.

A continuación se exponen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación realizada:

- CNC ha revisado las no conformidades (NC) de categoría A y B del periodo de análisis al objeto de identificar aquellas cuya causa raíz tiene una relación directa con el sistema de gestión y la organización. Se han revisado aquellas cuya causa raíz está en los ámbitos de gestión de cambios, gestión de recursos, y métodos de dirección, y dentro de ellas, las que tienen relación directa con el sistema de gestión y la organización no cubiertas en otro factor de seguridad.
- Durante el periodo de análisis, CNC ha realizado el informe de valoración de la efectividad de las acciones significativas del GESPAC con una frecuencia anual. Todos los informes desde el año 2010 han determinado que las acciones que se han ejecutado derivadas de las NC de categoría A y B han sido efectivas, al no haberse detectado criterios de repetitividad/ recurrencia en las mismas en los plazos establecidos.
- El titular ha revisado el procedimiento general PG 021 "Análisis de Tendencias del Programa de Acciones Correctivas" para incluir instrucciones y herramientas generales para homogeneizar los análisis de tendencias que realizan las distintas unidades de la central en el marco de sus actividades rutinarias (para acciones de tipo D), de acuerdo con lo recogido en el acta de inspección de ref. CSN/AIN/COF/18/932.
- Tras la última inspección del CSN al GESPAC de CN Cofrentes, en el año 2018, el titular ha introducido las siguientes mejoras: optimización de la aplicación informática para relacionar o vincular entradas que abordan la misma incidencia y para facilitar la identificación de incidencias repetitivas.
- El titular ha aportado información sobre la evolución de los procedimientos PG 003 "Programa de Acciones Correctivas" y PA PR-13 "Seguimiento de las Actividades Rutinarias del Servicio de Protección Radiológica" desde el año 2006.
- Como consecuencia del proceso de evaluación, el titular ha adquirido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-08-01-O: incluir un campo adicional en la ficha de la entrada de GESPAC para recoger las acciones inmediatas que se han llevado a cabo para corregir una incidencia. Plazo de implantación: junio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- El titular ha identificado como una fortaleza su sistema de gestión del programa de acciones correctivas (GESPAC).

3.4.9 **Factor de seguridad 9: Experiencia Operativa Externa**

La evaluación del FS 9 ha sido asignada a las áreas: Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON) y Área de Modelización y Simulación (MOSI).

3.4.9.1 **Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)**

(IEV de ref. CSN/IEV/AEON/COF/2011/1313)

El alcance de la evaluación de AEON es el subfactor 9.1 “Gestión de la Experiencia Operativa Externa”. Adicionalmente, AEON incluye en su informe un apartado sobre seguimiento y análisis de aplicabilidad de nueva normativa.

i. Gestión de la experiencia Operativa Externa

El proceso de gestión de la experiencia operativa externa (EOE) en CN Cofrentes se describe en el proceso DD2b “Analizar incidencias de explotación externa y emitir recomendaciones de actuación” incluido en el procedimiento PG-044 “Gestión de procesos” y está basado en la guía de WANO 2003-1 “Guía para el tratamiento de la experiencia operativa en centrales nucleares”. Este proceso, a su vez, está regido por varios procedimientos.

El proceso de gestión de la EOE da cumplimiento, además de a lo requerido al respecto en las ITC asociadas a la renovación de la AE vigente, a la Instrucción Técnica CSN/IT/DSN/COF/18/01 sobre incorporación a los procesos de experiencia operativa de las centrales nucleares de la evaluación de los informes requeridos por entrada en el plan de emergencia interior.

De la información presentada por CNC en su análisis del FS 9 en lo relativo a la EOE, y de las actividades de inspección y supervisión sobre el tema que ha efectuado el CSN a lo largo del periodo de la RPS, AEON concluye que CN Cofrentes dispone de programas procedimentados de experiencia operativa externa que cumplen con la normativa vigente y que el titular analiza sistemáticamente la misma mediante la vigilancia de indicadores, autoevaluaciones, auditorías internas y externas, estudio de tendencias, etc., que posibilitan la detección y corrección de debilidades y la mejora de sus procesos. CN Cofrentes ha conseguido incorporar la experiencia operativa a los distintos procesos y tareas que tienen lugar en la central haciendo uso de diversos mecanismos que son resultado de la aplicación de su programa de experiencia operativa.

Del análisis realizado, CNC identifica para este subfactor 1 fortaleza y ninguna debilidad (PDM).

Por parte de AEON se considera adecuada la fortaleza identificada por el titular y no se requieren acciones adicionales.

ii. Seguimiento y análisis de aplicabilidad de nueva normativa

Si bien dentro del alcance de la RPS se incluye el análisis de nueva normativa emitida dentro del periodo RPS como marco sobre el que dicha RPS se lleva a cabo (DB de la RPS), el proceso

continuo de seguimiento y análisis de nueva normativa por parte de los titulares es un requisito previo a la RPS que se considera necesario y que periódicamente se somete a supervisión y control por parte del CSN.

Actualmente está en curso el desarrollo de un nuevo proceso de supervisión y control a llevar a cabo por el CSN (en fase piloto en el momento de elaborar este informe) que se sustenta sobre el proceso llevado a cabo por los titulares, por lo que se considera necesario mantener los requisitos de seguimiento y análisis de nueva normativa. A tal fin, AEON plantea una propuesta de ITC sobre nueva normativa, cuyos términos se recogen en un anexo de su IEV.

3.4.9.2 Área de Modelización y Simulación (MOSI) (IEV de ref. CSN/IEV/MOSI/COF/2011/1312)

El alcance de la evaluación de AEON del FS 9 es el subfactor 9.2 “Investigación y Desarrollo”.

De la evaluación realizada, el área MOSI concluye en una valoración positiva de la investigación y desarrollo en CN Cofrentes en base a los siguientes argumentos:

- Iberdrola, como organización, ha elaborado un Sistema de Gestión de la I+D+i implantado conforme a la Norma UNE 16600:2014 y certificado por AENOR. Por tanto, todas las actividades de I+D+i de la compañía siguen los mismos criterios lo que facilita que el proceso de innovación sea homogéneo, sistemático y único para toda la organización.
- Los objetivos del Sistema de Gestión de la I+D+i de Iberdrola están en total sintonía con los criterios de aceptación para este subfactor recogidos en la “IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants. March, 2013”.
- El Sistema de Gestión de la I+D+i de Iberdrola dispone de indicadores de seguimiento y medición, requiere las reuniones de coordinación necesarias para el seguimiento y evaluación de los proyectos de I+D+i en los que participa la compañía y la comparación con las mejores prácticas en otras instituciones, dispone de procedimientos de auditorías internas y externas y procede a la gestión de la propiedad intelectual.

Sin embargo, en el período que abarca esta RPS no se han realizado auditorías ni internas, ni externas. Se ha dado crédito a esta actividad de la central. Además, el titular propone una acción de mejora, la RPS-COF-FF-9.2.01-A01 con objeto de integrar la Gestión de la Innovación dentro de la estructura documental y de procesos de la Central modificando el procedimiento PG 044 para incluir el proceso “Gestión de la Innovación”. Una vez realizada esta acción, el proceso llevará asociada una autoevaluación cada 5 años.

- Sobre la propiedad intelectual, el informe destaca que actualmente se encuentran activas tres patentes a nivel nacional
- En cuanto a participación en programas de I+D+i, el informe de CNC recoge todos los programas de I+D+i en los que participa, así como las entidades que los patrocina, que son tanto de carácter nacional como internacional (EPRI, BWROG, Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión (CEIDEN), Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNTETP), Comisión de Tecnología del CEN, Acuerdos de Colaboración entre el CSN y el CEN, universidades nacionales e internacionales, entre otros)

Los programas de I+D+i en los que participa la central están bien descritos, se describen las principales actividades que se acometen en cada programa y se subrayan las aportaciones de la central en términos de presencia en los órganos de dirección de los proyectos, los reconocimientos internacionales que la participación de la central ha tenido (p.e., los cuatro Technological Transfer Award concedidos por EPRI) y aplicaciones prácticas a la central. Además, algunos de los programas en los que participa CN Cofrentes tienen un marcado componente económico, lo que indica el carácter integral de los proyectos de I+D+i de la central.

En virtud de lo anterior, se considera que CN Cofrentes cumple con los requisitos exigidos por la GS 1.10 Rev. 2 del CSN y de la guía SSG-25 de la IAEA.

De su análisis, CNC ha identificado para este subfactor de investigación y desarrollo 3 fortalezas y 2 debilidades (PDM). Las 2 PDM son propuestas de reforzamiento de fortalezas identificadas. Una de las fortalezas se refiere al desarrollo en curso de un Plan de Digitalización que tiene el objetivo de recoger y estructurar todas las iniciativas y proyectos relacionados con la transformación digital de CN Cofrentes, que recoge los proyectos finalizados, actualmente en marcha o en fase de evaluación (del orden de 30 proyectos). La evaluación considera aceptables las fortalezas y PDM identificados por CNC.

La evaluación concluye que no se requieren acciones adicionales.

3.4.10 Factor de seguridad 10: Organización, sistema de gestión y cultura de la seguridad

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 10 son GACA y OFHF. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.10.1 Área de Garantía de Calidad (GACA) (IEV de ref. CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295)

El área GACA ha evaluado el análisis de CNC sobre el FS 10, en el ámbito de sus competencias. En concreto, los subfactores 10.1 “Organización y sistema de gestión” y 10.3 “Logística y aprovisionamientos”. Adicionalmente, también se han tratado en la evaluación el tema de dedicaciones y el cierre de la IT CSN-IT-DSN-COF-12-05 “Instrucción Técnica del CSN sobre cualificación de componentes y repuestos”.

La revisión del subfactor 10.1 relativa al sistema de gestión GESPAC ha sido tratada asimismo por GACA en el contexto del FS 8, tal como se recoge en el apartado 3.4.8.2 de esta PDT.

Tal y como indica GACA, el alcance de la evaluación se ha centrado en aspectos específicos donde GACA consideraba que podría haber debilidades, fundamentalmente en lo concerniente al Programa de Garantía de Calidad.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, se envió al titular la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/27 “, dando respuesta CNC a la misma mediante el informe RPS-

COF-IN-0023. Adicionalmente, el 29/09/20 se mantuvo una reunión (nota de ref. CSN/ART/GACA/COF/2010/06) del área GACA con el titular para tratar diversos aspectos pendientes sobre garantía de calidad en la RPS.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- En relación con el subfactor de logística y aprovisionamientos, se han alcanzado los siguientes compromisos, recogidos en el Informe de Compromisos del titular:
 - Compromiso RPS-COF-C-10-01-P, relacionado con la norma ANSI/ANS-3.2-2012; para modificar el procedimiento de Garantía de Calidad PA GARCA 03 (Realización de auditorías), al objeto de incluir como requisito la participación de un ingeniero externo cualificado o consultor externo en las auditorías internas a protección contra incendios. Este requisito se llevará a cabo a partir de la próxima auditoría a la organización de contra incendios, a realizar según programa previsto, en 2021. Plazo de implantación: modificación del procedimiento antes de 31/12/2020; y auditoría antes del 31/12/2021. La evaluación considera aceptable este compromiso.
 - Compromiso RPS-COF-C-10-02-P; para revisar el procedimiento PG 012 (Evaluación de suministradores de servicios y bienes) para incluir que los condicionantes impuestos en las auditorías de homologación de suministradores de equipos o servicios constituirán entradas GESPAC. Desde enero de 2021 se procederá a registrar en el GESPAC como No Conformidades los condicionantes a suministradores que surjan con motivo de las evaluaciones a suministradores de servicios y bienes. Plazo de implantación: enero de 2021. La evaluación considera aceptable este compromiso.
- En relación con el tema de las dedicaciones el titular apporto información adicional indicando que, para dar respuesta al punto 3 de la CSN/IT/DSN/COF/13/04 "Instrucción Técnica del CSN sobre la Instalación de elementos de grado comercial en posiciones relacionadas con la Seguridad" CNC realizó, entre otras acciones, la revisión de los dosieres de dedicación anteriores a la aprobación del procedimiento PG-027. Entre los aspectos revisados para dar validez a los dosieres se encuentran: solicitudes de adquisición con requisitos adecuados, adquisición de elementos idénticos y fabricantes originales, evaluación de la función de seguridad, identificación de características críticas, pruebas, inspecciones y ensayos, y calificación sísmica y ambiental.

Los resultados finales obtenidos en este análisis mostraron que ninguno de los materiales grado comercial dedicados siguiendo los procedimientos aplicables en aquel momento, e instalados, incumplía los requisitos técnicos y de calidad necesarios para su instalación en posiciones relacionadas con la seguridad. Este análisis fue realizado por una organización independiente.

Los dosieres actualmente abiertos son dedicaciones para las que aún no se ha completado la totalidad de ensayos requeridos por el plan de dedicación original, y por tanto, los materiales no están disponibles para su uso en ubicaciones relacionadas con la seguridad. Estos materiales están bloqueados en el almacén, y se requiere completar su dedicación y disponer de certificado de dedicación aprobado por el Servicio Técnico – Ingeniería de Repuestos para su uso. En estos casos, la dedicación es nuevamente revisada, y el plan de

dedicación puede ser completado según criterio del Servicio Técnico – Ingeniería de Repuestos para garantizar su correcto funcionamiento en la ubicación técnica donde vaya a ser instalado.

CNC ha confirmado que las dedicaciones antiguas cuyo dossier permanece aún sin cerrar corresponden a materiales adquiridos en el pasado, que están bloqueados en el almacén y que en la actualidad se tiene la certeza de no disponer de ningún material de grado comercial instalado en ubicaciones relacionadas con la seguridad, que no cumplan con los criterios exigibles según su condición y de acuerdo con los procedimientos de planta actuales.

A lo largo del periodo de la RPS no se ha detectado mal funcionamiento de los materiales instalados en ubicaciones relacionadas con la seguridad, como consecuencia de su dedicación.

- En relación con la IT sobre cualificación de componentes y repuestos, tras su emisión en el año 2012 CNC remitió el informe SEGGA-2013-02, Rev. 0 de junio de 2013, indicando que había analizado los temas de la IT y que su afectación en la central era mínima. En septiembre de 2013, el CSN realizó una inspección (acta de ref. CSN/GACA/COF/13/798) en relación con el cumplimiento de la IT, en la que se identificaron aspectos o deficiencias en el cumplimiento de la misma por lo que se requirieron acciones adicionales, que fueron requeridas mediante una nueva IT (CSN/IT/DSN/COF/13/04), recogiendo las acciones requeridas para corregir las deficiencias detectadas en la inspección, y estableciendo que tanto los planes de dedicación, como los protocolos a realizar por la planta y los resultados obtenidos fueran revisados/verificados por una agencia de inspección homologada. Tras la inspección realizada sobre este tema en 2016 (acta de ref. CSN/AIN/COF/16/880), en la que no hubo hallazgos, ese requisito fue eliminado.

CNC ha remitido informes periódicos de seguimiento (cada seis meses) de tareas de gestión de repuestos hasta diciembre del año 2017, donde en el informe de referencia PROYE 17/014 indica que los 20 elementos que todavía permanecían en Condición Anómala han sido cerrados, y que se habían cumplido los requisitos de las IT correspondientes.

- Del análisis del FS 10, el titular ha identificado 3 fortalezas y 2 debilidades (PDM), que han dado lugar a la identificación de 10 acciones de mejora, todas de importancia para la seguridad BAJA. La evaluación considere coherentes las fortalezas y PDM identificadas, y las acciones planteadas pertinentes.

Como conclusión general, GACA considera que el análisis realizado por el titular para el FS 10, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.10.2 Área de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF)

(IEV de ref. CSN/IEV/OFHF/COF/2010/1294)

El área OFHF ha evaluado el análisis de CNC sobre el FS 10, en el ámbito de sus competencias. En concreto, los subfactores 10.1 “Organización y sistema de gestión”, 10.2 “Gestión de cambios organizativos” y 10.4 “Cultura de Seguridad y Política de Comunicación”.

Tal y como indica OFHF, el objetivo de la evaluación ha sido: comprobar que las bases de licencia están claras, identificar temas que pudieran no estar resueltos aun teniendo unas bases de licencia claras, e identificar posibles nuevas mejoras para la seguridad.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/36, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0029. Adicionalmente, se mantuvieron reuniones telemáticas con CNC los días 08/09/2020, 11/09/2020 y 30/09/2020 para tratar diversos aspectos de la evaluación, fundamentalmente trasladar aquellos aspectos de mejora identificados por OFHF que no habían sido propuestos por el titular en la RPS.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- Del análisis realizado para los subfactores 10.1, 10.2 y 10.4, el titular concluye que CN Cofrentes dispone de un Programa de Cultura de Seguridad de acuerdo a los mejores estándares de la industria nuclear, que garantiza que la seguridad es prioritaria sobre otros objetivos de producción y competitividad. La organización dispone de un sistema de gestión que promueve una sólida cultura de seguridad, cuyos principios básicos están plasmados en el Manual del Sistema de Gestión y en el Programa de Cultura de Seguridad. El proceso de gestión de cambios organizativos se encuentra consolidado y se ha aplicado rigurosamente en el período de análisis, de forma que se puede asegurar, con una expectativa razonable, que los cambios organizativos que puedan producirse en el futuro se realizarán sin impactar en la seguridad de la planta. El proceso establecido y el procedimiento que lo regula han evolucionado durante el periodo de análisis en base a la experiencia operativa y están sometidos a un proceso de mejora continua.
- Uno de los aspectos de la evaluación en los que OFHF ha profundizado especialmente es el de la estructura organizativa de CN Cofrentes.

Los términos “Licencia” y “Seguridad” conviven unidos en CN Cofrentes desde que, en el año 2006, el CSN aprobara la propuesta de cambio organizativo presentada por el titular, para crear la unidad de “Licencia, Seguridad y Experiencia Operativa”. Actualmente en la Dirección de CN Cofrentes existe una unidad dependiente de la dirección de “Seguridad y Calidad”, denominada “Licencia y Seguridad”.

La evaluación ha analizado en detalle las funciones de esta unidad, llegando a la conclusión de que las funciones que tiene asignadas en relación con los análisis de seguridad de la instalación son muy reducidas. Concretamente, el RF solo recoge para esta unidad una función sobre los análisis de seguridad, relativa a la revisión independiente del cumplimiento de criterios de seguridad y normativa nuclear de las modificaciones de diseño.

Como resultado de la revisión realizada la evaluación considera que las funciones de “Seguridad” y “Licencia” en CN Cofrentes están separadas y que el diseño organizativo actual no compromete la necesaria garantía de independencia a conseguir entre el desempeño de las funciones relativas a los análisis de seguridad de la instalación y el establecimiento de las estrategias para el licenciamiento de proyectos o solicitudes, en todo su espectro; y por tanto no cabe proponer, para garantizar la necesaria independencia en la unidad organizativa de “Licencia y Seguridad”, actuaciones adicionales a las alcanzadas en los compromisos.

- OFHF considera que el alcance, metodología y objetivos de la revisión del FS 10 realizada por el titular es completa y acorde con el contemplado en el DB de la RPS Rev. 1 y en la GS 1.10 Rev. 2. Asimismo, el proceso seguido y los resultados obtenidos por el titular en el informe RPS son adecuados, habiendo identificado 5 fortalezas y 1 debilidad (PDM).
- No obstante, tras la evaluación realizada por el CSN, el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos los siguientes compromisos adicionales asociados al FS 10:
 - Compromiso RPS-COF-C-10-03-P, para desarrollar un procedimiento sobre Programas de Cultura de Seguridad en empresas colaboradoras como complemento a las actividades para la mejora de la Cultura de Seguridad en las que ya están involucradas. Plazo para aplicarlo de manera piloto en una empresa: febrero de 2022. Plazo para desarrollar plan para extenderlo a otras empresas relevantes: diciembre de 2022.
 - Compromiso RPS-COF-C-10-04-O, para valorar e incluir el organigrama del Servicio Técnico Nuclear y un mayor desarrollo de sus funciones en el Reglamento de Funcionamiento de la central, para valorar e incluir representación del Servicio Técnico Nuclear en los Comités de Seguridad de la central y para incluir en el documento de dotación mínima las funciones relacionadas con la seguridad que el Servicio Técnico Nuclear realiza para CN Cofrentes. Plazo de implantación: diciembre de 2021 para disponer de la propuesta de cambio al RF y del documento de dotación mínima (no incluye proceso de licencia, en caso que fuese necesario).
 - Compromiso RPS-COF-C-10-05-O, para remitir anualmente al CSN la actualización del plan de actuación de CNC con horizonte temporal quinquenal. Plazo de implantación: abril de 2021.
 - Compromiso RPS-COF-C-10-06-P, para desarrollar un plan de continuidad del negocio (Business Continuity Plan) para CN Cofrentes ante posibles amenazas o escenarios de riesgo identificados (p.ej., ante situaciones de pandemia), e integrarlo en el Sistema de Gestión de la central. Plazo de implantación: junio de 2022.
 - Compromiso RPS-COF-C-04-02-D, para revisar en el informe de evaluación del FS 4 (RPS-COF-IN-0004) el texto sobre gestión de activos e inversiones, corrigiendo la referencia a Plan Operativo de Iberdrola Generación Nuclear y otras cuestiones que pudieran identificarse. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

La evaluación considera todos los compromisos anteriores aceptables.

Como conclusión general, OFHF considera que el análisis realizado por el titular para el FS 10, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.11 Factor de seguridad 11: Procedimientos

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 11 son GACA e INSI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.11.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)

(IEV de ref. CSN/IEV/GACA/COF/2010/1295)

El área GACA ha evaluado el análisis de CNC en la RPS sobre el FS 11, en el ámbito de sus competencias, en concreto el subfactor 11.1 "Gestión de procedimientos", centrando la revisión en aspectos específicos donde GACA consideraba que podría haber debilidades.

Tras una revisión preliminar de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/27, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0023. Adicionalmente, el 29/09/20 se mantuvo una reunión (nota de ref. CSN/ART/GACA/COF/2010/06) del área GACA con el titular para tratar diversos aspectos pendientes sobre garantía de calidad en la RPS.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- La revisión periódica de procedimientos se desarrolla en un procedimiento de la central, donde se establece, para los diferentes tipos de procedimientos y manuales, la periodicidad de la revisión. Sin embargo, no se ha establecido una periodicidad fija para la revisión de procedimientos administrativos y técnicos, por lo que los compromisos adoptados en relación con el subfactor de gestión de procedimientos, recogidos en el Informe de Compromisos del titular, son los siguientes:
 - Compromiso RPS-COF-C-11-04-P, para incluir en el procedimiento PG 001 (Procedimiento general para la gestión de los procedimientos, planes de calidad y la correspondencia) el requisito de revisar los procedimientos administrativos (PA) cada 5 años como máximo. Plazo de implantación: PG 001 actualizado y sistemática aplicada en todos los procedimientos administrativos: antes del 31 de diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
 - Compromiso RPS-COF-C-11-05-P, para revisar cada 5 años los procedimientos técnicos. Se dejará constancia de haber revisado los procedimientos técnicos, incluso de aquellos que no requieran una nueva edición por seguir siendo válida la revisada. Plazo de implantación: PG 001 actualizado antes de diciembre de 2021. La aplicación se realizará gradualmente completando la sistemática para los procedimientos relacionados con la seguridad antes del 30 de junio de 2022 y para el resto de los procedimientos antes del 31 de diciembre de 2023. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- Del análisis del FS 11, el titular ha identificado 2 fortalezas y 3 debilidades (PDM). La evaluación considere coherentes las fortalezas y PDM identificadas, las acciones planteadas pertinentes y sus plazos adecuados.
- Cabe destacar de la evaluación el tratamiento del tema de adherencia a procedimientos. Si bien el CSN no ha realizado inspecciones específicas sobre el mismo, es un punto que ha dado lugar a diversos hallazgos (alteraciones de planta no evaluadas, cargas de fuego no evaluadas al no estar el proceso procedimentado, señal de medio SCRAM provocada durante la ejecución de un procedimiento, una no conformidad de Categoría B (cerrada) cuyas causas fueron procedimientos escritos no seguidos correctamente, o procedimientos incompletos,..).

De la información aportada por el titular en su respuesta a la PIA en relación con este tema, CNC ha lanzado un plan de mejora en la unidad de Mantenimiento, que después ha sido trasladado a otras unidades de la organización. El plan tiene un horizonte de 2 años, (2019-2020). Entre las medidas que recoge se encuentra la mejora en la información incluida en las órdenes de trabajo sobre los niveles de uso (indicando el significado de cada nivel de uso y adherencia requerido), y que dicho nivel quede reflejado en la portada de los procedimientos y en un nuevo campo de "Nivel de adherencia" en SAP para facilitar la vinculación de los niveles de uso con las órdenes de trabajo en las que se emplearán los procedimientos. Este plan de mejora que originalmente era considerado como parte del Plan de Gestión de proyectos de la central (y por tanto no controlado en el GESPAC) ha sido reconsiderado en la RPS y actualmente lleva asociada una entrada en el GESPAC.

Como conclusión general, GACA considera que el análisis realizado por el titular para el FS 11, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.11.2 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI) (IEV de ref. CSN/IEV/INSI/COF/2011/1316)

Dentro del alcance del FS 11 se incluye la justificación del cumplimiento con la IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares. No obstante, la valoración de la parte de la IS 36 relativa a los procedimientos de operación para condiciones de accidente, condiciones post-accidente y gestión de accidentes severos se realiza en el análisis del subfactor 5.4 "Análisis soporte de los POE/GAS" del FS 5, por lo el resumen de la evaluación realizada sobre estos procedimientos aparece recogido en el apartado relativo a la evaluación del FS 5 de la presente PDT.

El área INSI ha evaluado el análisis del FS 11 realizado por el titular dentro de la RPS, en el ámbito de sus competencias, abarcando los dos subfactores en los que el titular ha dividido este FS: subfactor 11.1 "Gestión de procedimientos" y subfactor 11.2 "Procedimientos de operación".

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/39, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0036.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- Tras la comparación con las buenas prácticas de la industria en cuanto a la estructura de procedimientos de operación y gestión de emergencias de CN Cofrentes y su evolución, CNC considera que dicha estructura refleja la adaptación al desarrollo de nuevos procesos y la ampliación de otros ya existentes, como es el caso de los nuevos Procedimientos de Operación General Anormal (POGA), y la creación de: los Procedimientos de Actuación Rápida (PAR), las Guías de Emergencia frente al Daño Extenso (GEDE), las Guías de Mitigación del Daño Extenso (GMDE), las Guías de Accidente en Parada (GAP), próximamente las guías de actuación ante accidentes severos en parada (GASP), así como otros clasificados como no importantes para la seguridad y la protección radiológica pero que contribuyen a la gestión segura de la planta.
- CNC indica que el procedimiento administrativo para la redacción del Manual Técnico de Operación junto con el procedimiento general para la gestión de los procedimientos, planes de calidad y la correspondencia (PG 001) responden a las buenas prácticas de la industria, son adecuados para la gestión de procedimientos de operación de CN Cofrentes y en su evolución, durante el periodo de análisis, ha incorporado mejoras significativas que robustecen este proceso.

Lo mismo puede decirse de los procesos y procedimientos implantados para asegurar la correcta actualización de los procedimientos de operación y gestión de emergencia y para potenciar el uso y adherencia a procedimientos.

- Del estudio de los apartados relativos a acciones GESPAC, evaluación interna y externa, auditorías, autoevaluaciones y experiencia operativa interna y externa, CNC concluye que dispone de un funcionamiento eficaz del proceso de detección de puntos débiles y corrección de mejoras en los procedimientos, no habiéndose detectado ninguna anomalía en su implantación.
- Respecto al cumplimiento de la IS 36, CNC indica que cumplirá con todos los puntos de esta IS una vez se desarrollen las GASP (guías de actuación ante accidentes severos en parada) en base a las nuevas EPG/SAG Rev. 4 aprobadas por el BWROG en junio de 2018.
- INSI considera que el análisis realizado por CNC sobre el proceso de gestión de procedimientos de la central es completo y acorde con lo contemplado en el DB de la RPS Rev. 1 y en la GS 1.10, rev.2.
- De la evaluación realizada, INSI considera que CN Cofrentes dispone, en general, de un proceso adecuado para el control de los procedimientos de la central que permite asegurar que se revisan y aprueban con garantías, que se llevan a cabo las actualizaciones necesarias para impulsar mejoras en la seguridad y fiabilidad de la planta, y para su adecuación a la nueva normativa, y que existen medidas para asegurar que los usuarios conocen y pueden cumplir los procedimientos que regulan las actividades de su responsabilidad.
- De su análisis, CNC ha identificado para el FS 11 2 fortalezas y 4 debilidades (PDM), todas ellas categorizadas como de importancia para la seguridad BAJA o MUY BAJA. La evaluación considera aceptables las fortalezas y PDM identificadas, así como las acciones de mejora planteadas.

- Como consecuencia del análisis de CNC y de la evaluación del CSN, el titular ha adoptado para el FS 11, en su Informe de Compromisos, los compromisos siguientes:
- Compromiso RPS-COF-C-11-01-Z, para adelantar los plazos de implantación de la PDM RPS-COF-FM-5.4-06 (Adaptación de los procedimientos de operación y guías de accidente POE/GAS/GAP a las nuevas EPG/SAG rev. 4). Plazo de implantación: diciembre de 2023, de acuerdo a la planificación optimizada.

Nota: si bien es un compromiso asociado a una PDM derivada del análisis del subfactor 5.4 CNC ha considera oportuno asociar el compromiso al FS 11.
 - Compromiso RPS-COF-C-11-02-I, para revisar el documento justificativo de cumplimiento con el artículo 4.6 (incertidumbre de la instrumentación) de la IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares, en el proceso de desarrollo de la nueva versión de los POE/GAS según las guías genéricas del BWROG (revisión 4 de las EPG-SAG de junio de 2018). Plazo de implantación: diciembre de 2023.
 - Compromiso RPS-COF-C-11-03-I, para la validación de las nuevas GAS basadas en la revisión 4 de las EPG/SAG. Para ello, CNC utilizará MAAP como referencia de cálculo base para cualquier análisis de validación de accidente severo que se demande en el proceso de validación de la revisión 4 de las GAS. No obstante, se compromete el uso de GOTHIC u otro código complementario al MAAP para asegurar la robustez de las conclusiones en relación al riesgo por gases combustibles, siempre y cuando existan cambios en la revisión 4 de las GAS que, tras su análisis con MAAP, supongan una configuración de riesgo por combustión mayor que en la revisión 3, no cubierta por los análisis originales de licenciamiento de los PAR. Plazo de implantación: diciembre de 2023.

La evaluación considera aceptables los citados compromisos.

Como conclusión general, INSI considera que el análisis realizado por el titular para el FS 11, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.12 Factor de seguridad 12: Factores humanos

(IEV de ref. CSN/IEV/OFHF/COF/2010/1294)

La evaluación del FS 12 ha sido asignada al área OFHF. El alcance de la evaluación han sido los 3 subfactores en los que el titular ha dividido este FS: subfactor 12.1 “Gestión de recursos humanos”, subfactor 12.2. “Formación y cualificación del personal” y subfactor 12.3 “Organización y factores humanos”.

Tal y como indica OFHF, el objetivo de la evaluación ha sido: comprobar que las bases de licencia están claras, identificar temas que pudieran no estar resueltos aun teniendo unas bases de licencia claras, e identificar posibles nuevas mejoras para la seguridad.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/36, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0029.

Adicionalmente, se mantuvieron reuniones telemáticas con CNC los días 08/09/2020, 11/09/2020 y 30/09/2020 para tratar diversos aspectos de la evaluación, fundamentalmente trasladar aquellos aspectos de mejora identificados por OFHF que no habían sido propuestos por el titular en la RPS.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- Del análisis realizado para el FS 12, el titular concluye que CN Cofrentes dispone de los medios materiales y humanos necesarios para asegurar el más alto nivel de conocimientos y competencias del personal que trabaja en la central, y contribuir, de este modo, a garantizar que la central opere de forma segura y fiable. El proceso de formación y cualificación del personal es sólido y robusto y se adapta a lo requerido por normativa a través del Plan Director de Formación que establece el plan de actuación y las acciones y objetivos a conseguir. Los procesos relativos a la ingeniería de factores humanos también se consideran implantados asegurando que el diseño de las interfaces hombre-máquina tiene en consideración aspectos relacionados con la fiabilidad humana, y existe un proceso adecuado de evaluación de factores humanos, destacando también la efectividad del programa Líderes en Campo y las técnicas de prevención del error humanos establecidas en la planta.
- OFHF considera que el alcance, metodología y objetivos de la revisión del FS 12 realizada por el titular es completa y acorde con el contemplado en el DB de la RPS Rev. 1 y en la GS 1.10 Rev. 2. Asimismo, el proceso seguido y los resultados obtenidos por el titular en el informe RPS son adecuados, habiendo identificado 2 fortalezas y 2 debilidades (PDM).
- No obstante, tras la evaluación realizada por el CSN, el titular ha adoptado en su Informe de Compromisos los siguientes compromisos asociados al FS 12:
 - Compromiso RPS-COF-C-12-01-I, para realizar un estudio de alcance teniendo en cuenta posibles referencias, para la inclusión de un capítulo del ES sobre organización y factores humanos. Plazo del estudio: diciembre de 2021. Plazo de inclusión en el ES: diciembre de 2022.
 - Compromiso RPS-COF-C-12-02-P, para integrar en un proceso único, acorde al estado del arte, la validación de escenarios y acciones humanas importantes para la seguridad. Plazo de implantación: diciembre de 2021.
 - Compromiso RPS-COF-C-12-03-E, para continuar con la sustitución de etiquetas de letras blancas sobre fondo negro dentro del proyecto de movilidad de descargos que abarca los equipos susceptibles de maniobra, y que supone el reemplazo por etiquetas con letras negras sobre fondo blanco y con código de barras. Plazo de implantación: diciembre de 2023.
 - Compromiso RPS-COF-C-12-04-I, para completar análisis de lecciones específicas de organización y factores humanos derivadas del accidente de Fukushima y elaborar un plan de acción. Plazo de implantación: diciembre de 2021.
 - Compromiso RPS-COF-C-12-05-I/F, para dotar de un mayor realismo a los escenarios de incendio del programa de entrenamiento en simulador del personal de operación de CN Cofrentes para entrenar la respuesta operativa del Turno ante anomalías provocadas por un incendio en la planta, incluyendo instrumentación afectada para

llevar a cabo las acciones de mitigación requeridas, en todas sus fases. El diseño de estos escenarios tendrá en consideración los resultados del APS de incendios de la central. Plazo de implantación: inclusión de un escenario en el primer ciclo de recalificación de 2022 (junio de 2022).

- Compromiso RPS-COF-C-07-10-Z, para adelantar la fecha de implantación de la acción RPS-COF-FA-07.0-03-A01 (Modificación del procedimiento POGA IP02, Procedimiento de actuación ante incendio). Plazo de implantación: septiembre de 2021.

En concreto, la propuesta de mejora identificada por el titular sobre el POGA IP02 consiste en incluir en dicho procedimiento la instrumentación potencialmente afectada en cada zona de incendio. La evaluación ha solicitado al titular la priorización de dicha actuación y el acortamiento del plazo inicialmente previsto para su ejecución (30/06/2022), procediendo el titular a adelantarla a septiembre de 2021 mediante este compromiso.

- Compromiso RPS-COF-C-12-06-I, para analizar la fiabilidad de las señales calculadas del SPDS (“safety parameter display system”) ante fallos de las señales de entrada al sistema, y en caso necesario, proponer un programa de actuaciones. Plazo de implantación: diciembre de 2022.

La evaluación ha solicitado que el análisis del comportamiento del sistema se oriente a escenarios de pérdida de instrumentación como la causada ante incendios postulables en las diferentes zonas de la central, u otros sucesos susceptibles de generar fallos múltiples en las señales de entrada al sistema.

- Compromiso RPS-COF-C-12-07-I/E, para realizar un análisis para evaluar la instalación de dispositivos de identificación local de posición de válvulas importantes para la seguridad que tengan actuación o verificación local. Plazo para el análisis: febrero de 2022. Plazo de implantación: septiembre de 2024.
- Compromiso RPS-COF-C-12-08-M/E, para realizar una campaña de medidas de iluminación en zonas con acciones humanas importantes para la seguridad, y plantear un plan de mejora donde sea necesario. Plazos:
 - campaña de medidas realizada y plan de mejora elaborado: marzo de 2022
 - implantación de las mejoras en la iluminación para acciones humanas locales asociadas a los escenarios de las ITC post-Fukushima: marzo de 2023, salvo las que justificadamente tengan que hacerse en recarga, en cuyo caso se realizarían en la recarga prevista en otoño de 2023
 - implantación del resto de las mejoras: diciembre de 2023

(NOTA: este compromiso es común con el área INEI).

- Compromiso RPS-COF-C-12-09-D, para incorporar en la revisión 1 del documento de la RPS la siguiente información, relativa al análisis del FS 12:
 - describir el proceso de validaciones de acciones locales modeladas en los distintos alcances del APS de CN Cofrentes incluido en la respuesta a la PIA. Además, valorar como posible fortaleza.

- describir los programas de Enfoque Operacional y de Reducción del Error Humano en Operación. Además, valorar ambos como potencial fortaleza.
- revisar cómo se recoge la información sobre el proceso de Ejercicios de Alcance Integrado, y su realimentación cruzada, en el FS-13 y, si hay algo adicional que incluir, incluirlo (en el FS-12 ó 13, teniendo en cuenta las interfases entre ambos FS). Reflejar las recomendaciones derivadas del proceso incluidas en la respuesta a la PIA.

Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

La evaluación considera todos los compromisos anteriores aceptables.

Como conclusión general, OFHF considera que el análisis realizado por el titular para el FS 12, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.13 Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias

(IEV de ref. CSN/IEV/PLEM/COF/2010/1297)

La evaluación del FS 13 ha sido asignada al área PLEM. El alcance de la evaluación han sido los dos factores en los que el titular ha dividido el FS 13: “Planes de Emergencia existentes” y “Equipos, instalaciones y centros de emergencia”.

Como indica el área PLEM, el objeto de la evaluación ha sido verificar que el titular ha analizado las modificaciones implantadas en el proceso de planificación de emergencias en el periodo de tiempo requerido en la RPS y ha comprobado que son coherentes con la normativa y buenas prácticas identificadas como de aplicación.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/20, respondida por el titular mediante el informe RPS-COF-IN-0018. La respuesta a la PIA fue valorada por PLEM en la nota de evaluación técnica de referencia CSN/NET/PLEM/COF/2009/461. Posteriormente, ha habido varios contactos entre el titular y el área PLEM vía correo electrónico al objeto de clarificar aspectos pendientes de la evaluación, dando finalmente lugar a la adopción de una serie de compromisos por parte de CNC.

A continuación se resumen los aspectos más destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- La evaluación considera que el alcance, metodología y objetivos del análisis del titular del FS 13 es completo y acorde con lo contemplado en el DB de la RPS Rev. 1 y en la GS 1.10 Rev. 2.
- No obstante, cabe destacar de la evaluación el tratamiento realizado del tema que a continuación se expone:

Derivado de las ITC postFukushima, se estableció una metodología de análisis de la Organización de Respuesta en Emergencia (ORE) para determinar los medios humanos

necesarios en la gestión de emergencias en centrales nucleares en operación, que permitiera comprobar y revisar, en todo momento, cómo los cambios realizados, las experiencias operativas surgidas o las mejoras implantadas en la instalación podían afectar a las dotaciones necesarias para mitigar las emergencias. CNC emitió, de acuerdo con la guía de UNESA CEN 33-25, el informe OPERA-EMER-09-2014 "Informe de actualización de resultados del análisis de los recursos necesarios de la ORE en CNC" de fecha julio de 2014, que figura como el último análisis que sustenta la dotación de la ORE (turno de servicio y retén).

El titular, si bien no ha presentado un análisis detallado de la ORE basado en la metodología establecida y actualizado a fecha de corte de la RPS, que sustente el dimensionamiento de la ORE definida en el PEI de la instalación, ha remitido el análisis del impacto en la ORE del Sistema de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC) incluido en el informe OPERA-GEMER-09-2017 para justificar que la ORE vigente (Rev.26 del PEI, de febrero de 2019) es adecuada para hacer frente a situaciones de emergencia. El titular no ha contemplado otras modificaciones en la instalación que podrían haber afectado a la gestión de emergencias, como la puesta en marcha del CAGE, el despliegue de la torre meteorológica portátil, la eliminación de la función del CSE en cuanto a evaluación de dosis al público en el supuesto de que el responsable del Área de PR del CAT no pudiera acceder al emplazamiento, y los cambios en las funciones del área de Soporte a Operaciones.

El titular tiene establecido en su PEI que la activación de los centros exteriores de emergencia no se realice hasta categorías III y IV del PEI, representando apoyos para la Sala de Control y el CAT que no son necesarios en la fase temprana de la emergencia, siendo prioritaria la configuración de la ORE en el emplazamiento de la instalación.

En virtud de lo anterior, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-13-08-I, de remitir, antes del 30 de abril de 2021 una actualización, a fecha de corte del periodo de aplicación de la RPS, del análisis que sustenta el PEI de la central para determinar el posible impacto en las dotaciones de la ORE que hubieran podido tener los cambios realizados, las experiencias operativas surgidas y las mejoras desarrolladas e implantadas en la instalación. Esta actualización incluirá un análisis de tiempos desde el inicio del accidente para la ejecución de las funciones asignadas a los centros exteriores de emergencia (CSE y CEE) del titular. Este análisis se realizará mediante la aplicación de la metodología descrita en la guía UNESA CEN-33-25 teniendo en cuenta los escenarios envolventes definidos en la misma. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- Del análisis del FS 13, el titular ha identificado 6 fortalezas y 5 debilidades (PDM), todas categorizadas como de importancia para la seguridad BAJA o MUY BAJA. La evaluación considera coherentes las fortalezas y PDM identificadas, las acciones planteadas pertinentes y sus plazos adecuados.
- Como resultado de proceso de evaluación, en la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS el titular revisará el informe de análisis del FS 13 para describir aspectos concretos que, estando dentro del ámbito del FS 13, no han sido analizados por el titular, así como para aclarar el contenido de ciertos aspectos analizados. A tal fin, CNC ha asumido en su Informe de Compromisos los compromisos: RPS-COF-C-13-01-D, RPS-COF-C-13-02-D,

RPS-COF-C-13-04-D, RPS-COF-C-13-05-D, RPS-COF-C-13-06-D y RPS-COF-C-13-07-D. Plazo de implantación, para todos ellos: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera estos compromisos aceptables.

- Para el seguimiento y resolución de otros asuntos surgidos durante la evaluación de la RPS, el titular ha emitido las correspondientes entradas en su GESPAC (adicionalmente, CNC ha ampliado el alcance de la No Conformidad NC-100000006627, incluida dentro de los planes de mejora en curso, para incorporar en una futura revisión del procedimiento PEI – 4.01 los criterios asociados a las pruebas de activación del retén, siendo el plazo previsto de cierre diciembre de 2020).

(NOTA: el titular ha informado, sobre este plazo, que la revisión del procedimiento PEI – 4.01 que incluirá los criterios de aceptabilidad de las pruebas de activación del retén se encuentra en BORRADOR, en fase final de aprobación. Esta edición incluye además una revisión integral del proceso de vigilancias del PEI, un cambio de formato de los impresos de revisión así como una reevaluación de las dotaciones de medios para uso en emergencia que deben estar disponibles en los centros e instalaciones de emergencia de la central. En este sentido, la demora en la aprobación del procedimiento está motivada por el retraso en la recepción de un pedido de suministro de material de emergencia que amplía las dotaciones actuales de la Sala de Control y el CAT (Centro de Apoyo Técnico), que llegará durante la primera quincena de marzo de 2021. Una vez recibido y distribuido el material, se procederá a la aprobación del procedimiento por el CSNC y a la consiguiente puesta en vigor.)

En relación con este aspecto, el titular ha incluido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-13-09-D, para incluir en la revisión 1 del informe de análisis evaluación del FS 13 la referencia a los registros de GESPAC, y su plazo de ejecución, correspondientes a las acciones propuestas de Prioridad 4 derivadas de la evaluación de este factor. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- Adicionalmente, el titular ha asumido el compromiso RPS-COF-C-13-03-D/P, para incluir en un procedimiento de desarrollo del PEI la tabla de seguimiento dedicado de cada una de las funciones de la ORE de la que dispone la unidad de Gestión de Emergencias (GEMER) dentro de las estrategias de gestión establecidas para monitorizar y preservar al personal de la organización, e incluir dicha información en la revisión del informe de análisis del FS 13. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. Con la información que se incluya en la revisión 1 de la RPS se actualizará el procedimiento en diciembre de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.

Como conclusión general, PLEM considera que el análisis realizado por el titular para el FS 13, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.14 Factor de seguridad 14: Impacto radiológico al medio ambiente

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 14 son AEIR y AVRA. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.14.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

El alcance de la evaluación de AEIR se circunscribe a los aspectos relacionados con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos, recogidos básicamente en el Programa de control de efluentes radiactivos (PROCER), al objeto de asegurar que este programa es adecuado para la vigilancia del impacto radiológico en el exterior de la instalación, y garantizar que las emisiones están adecuadamente controladas y son tan pequeñas como es razonablemente posible.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0022.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- AEIR considera aceptable el análisis realizado por CNC del FS 14, ya que cumple con los objetivos y contenido recogidos en el DB de la RPS Rev. 1 así como con los acuerdos alcanzados dentro del grupo mixto UNESA-CSN para la armonización de los manuales de cálculo de dosis al exterior (MCDE).
- El análisis realizado pone de manifiesto la robustez del control de efluentes radiactivos, control que es adecuado para la vigilancia del impacto radiológico en el exterior de la instalación y que garantiza que las emisiones están debidamente controladas y son tan pequeñas como es razonablemente posible alcanzar.

Así mismo, el análisis efectuado pone de manifiesto que las medidas adoptadas a lo largo del período de la RPS aseguran el cumplimiento de los límites autorizados y reducen el impacto de los vertidos radiactivos en el medio ambiente. Entre esas medidas que cabe señalar las implantadas para la reducción del término fuente y para mejorar el control y cuantificación de los vertidos.

- La información relativa a los resultados de la actividad de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos vertidos al medio ambiente e incidencia de los sucesos ocurridos en la central relacionados con el subfactor 14.2 (Término fuente, Operabilidad de la instrumentación, Nivel de radiactividad medido) es coherente con la disponible en el CSN.
- De su análisis, el titular ha identificado para el subfactor 14.2 3 fortalezas y 2 debilidades (PDM). AEIR considera coherentes las fortalezas y PDM identificadas, las acciones planteadas pertinentes y sus plazos adecuados.
- En su Informe de Compromisos, CNC ha asumido los siguientes compromisos en relación con el FS 14, en lo que concierne al ámbito de competencias del área AEIR:

- Compromiso RPS-COF-C-14-01-D, para revisar el informe de análisis del FS 14 en respuesta a diversos aspectos identificados por la evaluación del CSN. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. Este compromiso establece:
 - incorporar en la revisión 1 del informe de evaluación del FS 14 (RPS-COF-IN-0014) las modificaciones indicadas en el informe RPS-COF-IN-0022 de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31.
 - modificar el apartado 5.2.2 para indicar que el procedimiento P-PR/2.5.03 (Requerimientos sobre los vertidos de efluentes líquidos) en su revisión 10 se elaboró para incluir la información normalizada de efluentes en cumplimiento de la IT CSN-IT-DSN-08-27 y el requisito del cumplimiento de la Recomendación de la Comisión 2004/2/EURATOM.
 - modificar el apartado 5.2.2 para incluir los procedimientos P-PR/2.4.14 (Cálculo de dosis al público realista a reportar en el informe mensual de explotación) y P-PR/2.6.25 (Planificación, ejecución y análisis de trabajos desarrollados en la terraza de residuos) que se han editado en el período de análisis.
 - modificar el apartado 5.2.2 para mencionar que los procedimientos de Química se han revisado en consonancia con los cambios efectuados en el programa de muestreo y análisis de los efluentes.
 - modificar el apartado 5.2.5.3 para corregir la denominación del vial de subida al Almacén Temporal de Residuos, que en la figura de la página 40 del informe RPS-COF-IN-0022 aparece referenciado como Y0-85, mientras debe llamarse Y0-81 de acuerdo a la revisión 15 del procedimiento P-PR/2.1.9 (Ronda de locales).
 - modificar el apartado 5.2.4 para incorporar el cumplimiento de los criterios establecidos en la Recomendación de la Comisión 2004/2/EURATOM, cuyos requisitos están actualmente incorporados en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).
- Compromiso RPS-COF-C-14-03-P, de revisar el procedimiento P-PR/2.1.09 (Ronda de locales) para realizar las siguientes modificaciones:
 - corregir en su anexo 4 la errata asociada a la medida de la contaminación superficial en la vigilancia semestral de terrazas.
 - completar en sus anexos 5, 6 y 7 el tipo de vigilancia que se realiza sobre estas zonas, en concreto las medidas de tasa dosis y contaminación fija en toda la superficie con análisis isotópico de las muestras en los puntos con los valores máximos de tasa de dosis/contaminación.

Plazo de implantación: junio de 2021.

La evaluación considera estos compromisos aceptables.

Como conclusión general, AEIR considera que el análisis realizado por el titular para el FS 14, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.14.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

(IEV de ref. CSN/IEV/AVRA/COF/2010/1292)

El alcance de la evaluación de AVRA se circunscribe a los aspectos relacionados con el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA), subfactor 14.1.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/33, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0024. Posteriormente, el área AVRA mantuvo una reunión telemática con el titular (05/10/20) para tratar los aspectos pendientes de la respuesta a la PIA, como consecuencia de la cual CNC remitió el 20/10/20 el documento de ref. SPR-2020/079 ("Respuesta complementaria CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/33").

De acuerdo con lo establecido en la GS 1.10 Rev. 2 al respecto, el periodo de análisis de la RPS de CN Cofrentes es el comprendido entre el 1 de enero de 2010 y el 30 de junio de 2019. Los resultados del PVRA analizados inicialmente en la RPS comprendieron aquellos hasta la fecha del 31 de diciembre de 2018, y no hasta el 30 de junio de 2019. En la PIA se solicitó que el análisis de los resultados del PVRA debía ser completado y que el nuevo estudio para las muestras seleccionadas debería incluir los resultados de 2019 para llevar a cabo una revisión de los resultados de 10 años. En la respuesta a la PIA se incluyó una revisión del análisis realizado incluyendo los resultados de la campaña del año 2019 del PVRA. El alcance considerado da continuidad al análisis realizado en la anterior RPS (AVRA solicitó también en la PIA que se incluyeran gráficos combinando los valores medios, máximos y mínimos de la actual RPS con los obtenidos en la anterior RPS con el objeto de analizar posibles discontinuidades en la evolución de los resultados así como su tendencia), y proporciona una visión completa del posible impacto radiológico de la instalación, realizándose también una proyección del potencial impacto radiológico a la población del entorno que la operación de la central pudiera tener en el futuro.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- AVRA considera aceptable la conclusión expuesta por el titular como resultado de su análisis del FS 14, que el PVRA de CN Cofrentes es un proceso robusto, consistente adecuado y correctamente integrado para el seguimiento y control radiológico de la influencia de la central en el exterior.

Aspectos más concretos de la evaluación, que conllevan a la aceptabilidad por parte de AVRA de la conclusión general anterior, pero en ocasiones matizando ciertos resultados del análisis, se exponen en los siguientes puntos.

- AVRA considera aceptables los análisis del titular sobre descripción de procesos, programas y procedimientos y sobre modificaciones realizadas del PVRA y procedimientos aplicables. Mencionar que CNC ha adquirido el compromiso de incluir el procedimiento PA-PR-12 "Control de la radiactividad en el agua de consumo humano" en el listado de procedimientos para del informe anual de resultados que se envía al CSN; aspecto que se ha tratado anteriormente en mayor detalle, en el apartado de la presente PDT sobre normas, códigos y buenas prácticas para el FS 4.

- En relación con la comparación con las mejores prácticas, AVRA considera que en la información aportada por CNC no se han incluido buenas prácticas en relación al PVRA, sino que se han incluido unos objetivos genéricos incluidos en la GS 4.1 y se han descrito los diferentes procesos de control tanto normativos como de seguimiento de los resultados. Por lo tanto de la información incluida en la RPS no se obtiene ninguna información de interés en relación con la aplicación de las mejores prácticas.
- En cuanto a resultados de la vigilancia radiológica ambiental, cabe destacar:
 - De todos los análisis realizados durante el periodo de la RPS, no se ha producido la superación del nivel de notificación indicado en el MCDE en ninguna de las muestras.
 - Los datos revisados por CNC son adecuados, y muestran que el PVRA se ha desarrollado de acuerdo con el MCDE, con un cumplimiento en el periodo de la RPS de prácticamente el 100%.
 - En relación a las medidas de radiación directa, la conclusión global de CNC de que a partir de las medidas de radiación directa no se deduce un impacto radiológico de la central en el exterior a lo largo de los años, se considera adecuada. Sin embargo, el análisis y seguimiento de los resultados presentado por CNC, tanto en la RPS como en los informes anuales, se considera insuficiente. El análisis más detallado de los resultados trimestrales de las lecturas de los dosímetros TLD realizado en la presente evaluación, ha puesto de manifiesto que la utilización de valores medios en el análisis de los resultados de radiación directa puede enmascarar cambios en los valores trimestrales como pueden ser valores altos en un trimestre u oscilaciones en forma de zig-zag en trimestres consecutivos. Por lo tanto se considera necesario que CNC amplíe el alcance del presente estudio de la RPS considerando los resultados trimestrales de cada estación en lugar de los valores anuales promedio con el objeto de detectar posibles valores anómalos en los resultados de las medidas trimestrales de los TLDs. Esta metodología se deberá extrapolar al seguimiento de los resultados que se realiza a través de los informes anuales de resultados, considerando adicionalmente que los resultados no se pueden comparar con los valores anteriores al año 1995, año en el que se produjo un cambio en el procedimiento aplicado por el laboratorio responsable de las medidas de radiación directa que dio lugar a una notable disminución en las lecturas trimestrales de los dosímetros. Además, en la inspección al PVRA del año 2011, el titular se comprometió a que en el caso de detectar desviaciones superiores al 20% del valor promedio de una estación se realizaría una investigación duplicando los dosímetros para averiguar las causas de las desviaciones, compromiso que se deberá tener en cuenta en el seguimiento de los resultados que se realiza a través de los informes anuales.
 - En relación a los resultados de aire, en el informe del titular no se deduce ningún potencial impacto radiológico de la central en el exterior.
 - En relación a los resultados de agua superficial, la conclusión de CNC de que no se deduce ningún potencial impacto radiológico de la central en el exterior no se considera totalmente adecuada, ya que, de acuerdo a lo expuesto por el propio titular, se ha puesto de manifiesto en los resultados de tritio obtenidos en la estación 94 (Cofrentes, Embarcadero-Puente Quemado) una clara relación con los efluentes

líquidos vertidos por la central, por lo que se debe matizar y hablarse de un impacto radiológico apreciable pero no significativo desde el punto de vista radiológico ya que los valores de actividad obtenidos se encuentran muy por debajo de los niveles de notificación del MCDE pero corresponden a isótopos artificiales cuya presencia se atribuye a la emisión de efluentes por la central.

- En relación con las muestras de sedimentos, la conclusión de CNC de que no se deduce ningún potencial impacto radiológico de la central en el exterior no se considera totalmente adecuada. Debe destacarse que la detección de Co-60 en 14 de las 140 muestras analizadas, isótopo de origen artificial y cuya presencia se puede atribuir sin duda a los efluentes líquidos de la central, se produce en la mayoría de los casos en la estación 94 (Embarcadero-Puente Quemado). Este hecho ya se puso de manifiesto en la anterior RPS, en la que se produjo un aumento en su frecuencia de detección de un 16% (antes del año 2000) hasta un 68%; este porcentaje de detección se ha mantenido muy próximo en la actual RPS con un porcentaje del 65%, por lo que AVRA considera que se debe matizar dicha conclusión y hablarse de un impacto radiológico apreciable pero no significativo desde el punto de vista radiológico ya que los valores de actividad obtenidos se encuentran muy por debajo de los niveles de notificación del MCDE pero corresponden a isótopos artificiales cuya presencia se atribuye a la emisión de efluentes por la central.
- En relación con las muestras de organismos indicadores, se ha producido un aumento en los resultados de la actual RPS en comparación con la anterior RPS en varios casos. El aumento en todos estos parámetros se considera un hecho al menos destacable y que debería haberse analizado por el titular, por lo que se requiere un análisis en mayor profundidad sobre los resultados obtenidos en el periodo de análisis y su posible relación con los efluentes líquidos de la central.

En base a lo expuesto en los puntos anteriores, AVRA considera que la conclusión final que el titular añade tras el análisis de todos y cada uno de los tipos de muestras, según la cual "Como resultado de los análisis realizados se excluye un potencial impacto radiológico de la central en el exterior", debe modificarse en el sentido que "se excluye un posible impacto significativo desde el punto de vista de protección radiológica".

AVRA ha detectado una serie de discrepancias entre los resultados presentados por el titular y los que se almacenan en la base de datos de vigilancia radiológica del CSN (Keeper), que deberán ser confirmadas por CN Cofrentes.

- Se considera que la revisión realizada por CN Cofrentes del programa de control de calidad y su correspondiente proceso de comparación de resultados y análisis del periodo de la RPS, es aceptable poniendo de manifiesto el alto grado de cumplimiento alcanzado durante el periodo de análisis. Además se consideran adecuadas las medidas tomadas por CN Cofrentes como consecuencia del empeoramiento del grado de solape de los resultados obtenido en la campaña del 2016 y su seguimiento.
- Los estudios presentados sobre proyección de los resultados de actividad obtenidos en el PVRA durante el periodo de 2010-2019 a dosis potencial de los alrededores de la central, seleccionando las vías de inhalación y de ingestión de alimentos vegetales y animales y agua potable, y las conclusiones obtenidas sobre el potencial impacto que el

funcionamiento de la de instalación ha producido o puede producir en el futuro se consideran adecuados. De todo ello se concluye que el impacto radiológico en el medio ambiente por la operación de la central nuclear Cofrentes es mínimo y sin ninguna significación radiológica, puesto que la potencial dosis al individuo medio de la población del grupo de edad de mayor dosis, se mantiene por debajo de 1 microSv/año.

- El análisis de la estimación del impacto radiológico en el futuro realizado por CN Cofrentes se considera adecuado. En base a dichos resultados se puede concluir como se señala en la RPS que “que no son esperables en el futuro variaciones significativas respecto de los valores calculados en este estudio de las potenciales dosis efectivas anuales al individuo medio de la población por las vías de exposición consideradas en este análisis”, pero siempre considerando que dicha predicción es en base a los resultados del PVRA (vías de ingestión e inhalación) y manteniéndose las mismas condiciones de operación de la central.
- En relación con las implicaciones de la evaluación del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo en el PVRA de CN Cofrentes, se considera que la respuesta dada por CN Cofrentes en relación al C-14 se considera adecuada, sin embargo se tendrá que extender el análisis realizado sobre la inclusión en el PVRA de los análisis de C-14 a las muestras de leche y no sólo a las muestras de cultivos. CN Cofrentes considera que las otras vías de aporte de dosis tienen un porcentaje bajo, sin embargo la ingestión de leche tiene unos ratios comprendidos entre el 11% y el 15%, que son suficientemente altos para justificar extender el estudio a las muestras de leche.
- AVRA considera adecuada y representativa la revisión realizada por CNC sobre: los indicadores internos (que muestran un grado de cumplimiento del programa muy elevado), acciones GESPAC, autoevaluaciones, auditorías, e inspecciones del CSN. Durante el periodo de análisis, CNC no ha identificado ninguna experiencia operativa interna ni externa relacionada con la vigilancia radiológica ambiental.
- En los Peer Reviews realizados por WANO en la instalación, a lo largo del periodo de revisión de la RPS, no se han detectado áreas de mejora en ningún apartado referente al PVRA. Adicionalmente, CN Cofrentes dispone de certificados ambientales emitidos por AENOR que garantizan que desarrolla sus actividades en un marco de compromiso con el medio ambiente.
- De su análisis, el titular ha identificado para el subfactor 14.1 1 fortaleza y ninguna debilidad (PDM). AVRA considera coherente la fortaleza identificada, que se refiere a la robustez del PVRA.
- En base a lo expuesto, la evaluación considera que CN Cofrentes implementa continuos planes de mejora en el PVRA por lo que la revisión realizada es adecuada y muestra que el PVRA de la central no es un proceso estático y está en continuo cambio para su mejora.
- Como consecuencia de la evaluación del CSN, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos los siguientes:
 - Compromiso RPS-CNC-C-14-04-D, para incorporar en la revisión del informe de análisis del FS 14 de la RPS modificaciones indicadas en los informes RPS-COF-IN-0024 y SPR-2020/079 (de respuesta y respuesta complementaria a la PIA, respectivamente). Adicionalmente, eliminar la referencia a los procedimientos PG-044 CC2 (Monitorización y control de las exposiciones a la radiación del público y del

medio ambiente) y PQ 2.1.47 (Potabilidad del agua de vertidos desde el punto de vista radiológico), por no considerarse de aplicación directa al PVRA. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

- Compromiso RPS-CNC-C-14-05-I, para valorar la necesidad de la vigilancia del C-14 en el PVRA o, en todo caso, justificar la adecuación del actual alcance. En el apartado 3.3 (C. Estudio adicional sobre potencial impacto en el PVRA) del informe RPS-COF-IN-0024 de respuesta a la PIA se incluye una evaluación preliminar de la importancia del C-14 en el PVRA, así como el plan de acción en curso asociado. En el estudio se tendrá en cuenta la inclusión del C-14 tanto a las muestras de cultivos como a las de leche. Plazo de implantación: junio de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
 - Compromiso RPS-CNC-C-14-06-I, para incluir el procedimiento PA PR-12 (Control de la radiactividad en el agua de consumo humano) en el listado de procedimientos asociados al PVRA en el informe anual al CSN. Plazo de implantación: marzo de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
 - Compromiso RPS-CNC-C-14-07-P, para revisar el procedimiento PA PR-12 (Control de la radiactividad en el agua de consumo humano) con el fin de ampliar el alcance del mismo a todas las estaciones del PVRA de agua subterránea, agua superficial y agua potable, independientemente de que la estación esté afectada o no por el vertido de CNC. Plazo de implantación: marzo de 2021. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- En su IEV, AVRA indica que “se proponen otras acciones, no adquiridas como compromisos por el titular, relativas a la evaluación de los resultados del periodo de análisis:
- 1) En relación a las medidas de radiación directa, ampliación del alcance del presente estudio de la RPS considerando los resultados trimestrales de cada estación en lugar de los valores anuales promedio con el objeto de detectar posibles valores anómalos en los resultados de las medidas trimestrales de los dosímetros TLD. Esta metodología se deberá extrapolar al seguimiento de los resultados que se realiza a través de los informes anuales de resultados. Todo ello considerando el compromiso adquirido por CN Cofrentes en la inspección al PVRA del año 2011 (CSN/AIN/COF/11/743), por el cual en el caso de detectar desviaciones superiores al 20% del valor promedio de una estación se realizaría una investigación duplicando los dosímetros para averiguar las causas de las desviaciones, compromiso que no se ha cumplido en el periodo de análisis de la actual RPS. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS.
 - 2) Se deben modificar las conclusiones alcanzadas en relación a las muestras de agua superficial y sedimentos. Adicionalmente, se requiere un análisis en mayor profundidad sobre los resultados de las muestras de organismos indicadores obtenidos en el periodo de análisis y su posible relación con los efluentes líquidos de la central. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS.

- 3) La conclusión final que añaden tras el análisis de todos y cada uno de los tipos de muestras, según la cual “Como resultado de los análisis realizados se excluye un potencial impacto radiológico de la central en el exterior”, debe modificarse en el sentido que: “se excluye un posible impacto significativo desde el punto de vista de protección radiológica”, ya que no puede “excluirse” el potencial impacto, aunque no haya sido demostrado o puesto de manifiesto por las muestras del PVRA. Por lo que se debe matizar dicha conclusión y hablar de un impacto no significativo desde el punto de vista radiológico. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación de la RPS.
- 4) El titular deberá confirmar o corregir la serie de discrepancias detectadas entre los resultados entre los resultados de la vigilancia radiológica ambiental aportados por CNC presentados por el titular y los que se almacenan en la base de datos de vigilancia radiológica del CSN (Keeper). Plazo de implantación: marzo de 2021.”

Las anteriores acciones adicionales 1) a 4) fueron recogidas como compromisos del titular, tras la evaluación del área AVRA, en la revisión 2 del Informe de Compromisos, dentro del compromiso RPS-COF-C-14-04-D, lo cual se considera aceptable.

Como conclusión general, AVRA considera que el análisis realizado por el titular para el FS 14, junto con los compromisos citados, es aceptable, si bien si han identificado las acciones adicionales previamente indicadas que han de ser llevadas a cabo por el titular.

3.4.15 Factor de seguridad 15: Protección Radiológica de los trabajadores y el público

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS 15 son: AEIR, APRT y ARBM. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.15.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2009/1281)

El alcance de la evaluación de AEIR del FS 15 se circunscribe al subfactor 15.2 “Protección radiológica al público”.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31, respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0022.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- AEIR considera aceptable el análisis realizado por CNC del subfactor 15.2, ya que cumple con los objetivos y contenido recogidos en el DB de la RPS Rev. 1, así como con los acuerdos alcanzados dentro del grupo mixto UNESA-CSN para la armonización de los MCDE.
- El análisis realizado pone de manifiesto la robustez de los programas existentes que aseguran que las dosis de los miembros del público están muy por debajo de los límites

legales, no habiéndose producido ningún evento a lo largo del periodo de la RPS que pudiera poner de manifiesto deficiencias en el proceso.

- Asimismo, pone de manifiesto que la metodología seguida para el cálculo de las dosis al público, y los parámetros de cálculo actualizados utilizados (factores de uso y consumo, factores de dosis, factores de dispersión y dilución, etc.) son los apropiados y están de acuerdo con el uso de las mejores prácticas.
- Del análisis realizado, CNC ha identificado para este subfactor 2 fortalezas y 1 debilidad (PDM), categorizada como de importancia para la seguridad MUY BAJA. AEIR considera coherentes las fortalezas y PDM identificadas.
- El titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso RPS-COF-C-15-01-D, para incorporar en la revisión del documento de análisis del FS 15 los siguientes aspectos:
 - las modificaciones identificadas en el apartado 3.5 E del informe RPS-COF-IN-0022 de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/31 [27].
 - modificar el contenido del apartado 5.2.2 para reemplazar la referencia al MPR por la referencia a las ETFM como documento que contiene los límites de dosis y los criterios para la vigilancia radiológica del público.

La razón que ha llevado a esta modificación es que el cumplimiento de las Especificaciones Técnicas Radiológicas aplicables al control de los efluentes radiactivos, que no estaban ligadas con la seguridad, se trasladó al apartado de Normas Administrativas de las Especificaciones Técnicas en aplicación de la GL 89-01.

Es en el apartado 5.6.2.2 de las ETFM de CN Cofrentes donde, además de indicarse los límites básicos aplicables al público, se establece el contenido del PROCER y se requiere su ejecución con el fin de controlar los efluentes radiactivos y mantener las dosis al público tan bajas como sea posible (criterio ALARA) y siempre inferiores a los límites autorizados, especificándose que los aspectos de detalle del PROCER se desarrollarán en el MCDE.

- modificar el contenido del apartado 5.2.4 para revisar la afirmación efectuada en el análisis de los factores de conversión de dosis debido a que contiene imprecisiones en cuanto al muestreo del C-14.
- modificar el contenido del apartado 5.2.5 para:
 - extender hasta el año 2019 inclusive las dosis estimadas.
 - incluir el análisis de la posible influencia de la actividad de tritio en la dosis efectiva debida a los efluentes líquidos.

Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

La evaluación considera este compromiso aceptable.

Como conclusión general, AEIR considera que el análisis realizado por el titular para el FS 15 en cuanto a protección radiológica al público, junto con el compromiso citado, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.15.2 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT) (IEV de ref. CSN/IEV/APRT/COF/2010/1298)

El alcance de la evaluación de APRT es el subfactor 15.1 “Protección radiológica de los trabajadores”, y el objetivo de la misma comprobar que el titular dispone de un programa adecuado para gestionar la optimización de las exposiciones de los trabajadores a las radiaciones ionizantes.

Tras la evaluación inicial de la documentación soporte, el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/40, dando respuesta CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0031.0. Posteriormente, CNC remitió información adicional mediante correo electrónico el 15 de septiembre de 2020 y se mantuvo una reunión telemática con el titular el 01/10/20 (nota de reunión de ref. RPS-COF-AR-0020) para tratar diversos pendientes de la evaluación.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- APRT considera aceptable el alcance y metodología del análisis realizado por CNC para el subfactor de la protección radiológica a los trabajadores, que es acorde a lo establecido en la GS 1.10 Rev.2.
- APRT considera que el análisis realizado demuestra que CN Cofrentes dispone de un Plan Director de Reducción de Dosis (PDRD) suficientemente robusto, adecuado y correctamente integrado para la implementación del criterio ALARA de forma global en la organización y en la operación de la planta. El análisis realizado pone de manifiesto el gran esfuerzo que ha realizado la CN Cofrentes para impulsar acciones para la reducción de dosis, enfocando de manera global el criterio ALARA y diseñando acciones que repercuten en todos los pilares del PDRD.
- APRT considera que fruto del seguimiento continuo de los resultados del PDRD, de su comparativa con el resto de la industria nuclear así como de las inspecciones, controles y evaluaciones realizadas por el área APRT en relación con esta materia, se han desarrollado acciones que han supuesto una mejora en la dinámica de la protección radiológica y la gestión ALARA de los trabajos en la planta.

Los resultados de dosis colectiva y la dosis individual máxima son los indicadores que muestran una tendencia favorable.

- APRT considera que la evolución de los indicadores en el PDRD refleja que los mayores retos de la central se centran en el control del término fuente.
- APRT considera que CNC ha realizado las actuaciones requeridas en el condicionado 8 de su permiso de explotación en vigor, de marzo de 2011, así como en la ITC nº13 asociada (CNCOF/COF/SG/11/01). Igualmente APRT considera que el titular ha realizado las actuaciones requeridas en la IT CSN/IT/DSN/COF/12/03 y en las cartas CSN/C/DSN/COF/12/25 y CSN/C/DSN/COF/14/01 remitidas por CSN como consecuencia de las actividades de inspección y seguimiento y control realizado por el CSN para asegurar el cumplimiento de dicha ITC nº 13.

- Del análisis realizado, el titular ha identificado para este subfactor 1 fortaleza, relativa a la efectividad del Plan Director de Reducción de Dosis que se argumenta en el diseño del nuevo PDRD que se ha venido implementando desde 2013, y 5 debilidades (PDM).

Cabe mencionar que las PDM identificadas se refieren a mejorar la difusión de la cultura ALARA mediante la ampliación e implementación de medios audiovisuales,, a la realización de una nueva evaluación independiente del proceso ALARA, a mejoras en las medidas de gestión y reducción de término fuente mediante la instalación de nuevos sistemas de filtrado auxiliar de la cavidad con altas capacidades de almacenamiento de material insoluble, que favorece la reducción de residuos generados en comparación con el sistema actual de filtros a la incorporación de herramientas de monitorización remota de la vigilancia radiológica, y a la automatización del proceso de preparación de expediciones de residuos.

APRT considera coherentes la fortaleza y PDM identificadas.

- Como consecuencia de la evaluación del CSN, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos los siguientes:
 - Compromiso RPS-COF-C-15-04-D, para incluir en la revisión 1 del informe de análisis del FS 15 las modificaciones identificadas en el informe de respuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/40, la información complementaria aportada vía correo electrónico al CSN el 15 de septiembre de 2020 en relación con la comparativa de dosis colectiva con el resto de centrales BWR y la ampliación de la información relativa a los criterios de cambio de color de los indicadores del PDRD y de la revisión del indicador citada en el siguiente compromiso. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.
 - Compromiso RPS-COF-C-15-05-O, para revisar el indicador “Número de trabajadores con dosis individuales en la central no planificadas superior a 18 mSv al año” del panel de indicadores global de CNC para hacerlo coherente con los objetivos estratégicos del PDRD. Plazo de implantación: inicio de 2021.
 - Compromiso RPS-COF-C-15-06-O, para eliminar el indicador “Efectividad del control de la exposición ocupacional” del panel del PDRD, dentro del plan de acción del PDRD del año 2021, puesto que ya constituye uno de los indicadores internos del panel general de Cofrentes. Plazo de implantación: inicio de 2021.
 - Compromiso RPS-COF-C-15-07-P, para realizar la revisión del procedimiento para abrir registros en GESPAC como consecuencia de las actividades rutinarias del Servicio de Protección Radiológica (SPR), PA PR-13 (Seguimiento de las actividades rutinarias del Servicio de Protección Radiológica), tras la puesta en común a nivel sectorial. Plazo de implantación: febrero de 2022.
 - Compromiso RPS-COF-C-15-08-I, para realizar un análisis de la asignación de dosis DLD a la salida de zona controlada (15% superior al valor indicado por el lector DLD). Este análisis será remitido al CSN. Plazo de implantación: recarga de 2021 (R23) para la implantación de las acciones derivadas del análisis.
 - Compromiso RPS-COF-C-15-09-O, para incluir un nuevo indicador dentro del pilar de contaminaciones personales del panel de indicadores del PDRD, relacionado con el

índice de rechazo de pórticos a la salida de zona controlada, dentro del plan de acción del PDRD del año 2021. Plazo de implantación: inicio de 2021.

- Compromiso RPS-COF-C-15-10-Z, para adelantar el plazo de implantación de la acción de mejora RPS-COF-FM-15.1-03-A01 (Mejoras en sistemas de filtrado auxiliar), a la Recarga de 2021 (R23), en el caso de que la alternativa a implantar sea la optimización del actual sistema de filtrado de la cavidad. Plazo de implantación: recarga de 2021 (R23) si se optimiza el actual sistema de filtrado de la cavidad; si la alternativa es la modificación del mismo, sustituyendo , o diciembre de 2022 si se modifica el mismo, sustituyéndolo por otro más eficiente se mantiene la fecha ahora propuesta de 31 de diciembre de 2022.

La evaluación considera estos compromisos del titular aceptables.

Como conclusión general, la evaluación considera que el análisis realizado por el titular para el FS 15 en cuanto a protección radiológica de los trabajadores, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.15.3 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (ARBM) (IEV de ref. CSN/IEV/ARBM/COF/2010/1286)

El alcance de la evaluación de ARBM del FS 15 ha sido el subfactor 15.3 “Residuos radiactivos sólidos”. El documento de referencia para la gestión de los residuos radiactivos generados en la planta es el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado de CN Cofrentes (PGRRCG).

De acuerdo con la GS 1.10 Rev. 2, el análisis del subfactor “Residuos radiactivos sólidos” debe comprender: los programas de reducción de la generación, la identificación de las corrientes de residuos para las que aún no exista vía de gestión, la descripción de la evolución de los procesos de aceptación de residuos para su gestión definitiva, el análisis de la situación de los bultos de residuos históricos, el análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos que lleva a cabo el titular y el análisis de las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos entre las distintas zonas de la central con objeto de prevenir que sean gestionados como convencionales.

Si bien el informe de CNC de análisis del subfactor 15.3 la información no se estructura en los aspectos de la GS 1.10 Rev. 2, aunque si da respuesta a lo establecido en la misma, ARBM ha acomodado su evaluación para dar respuesta a los mismos.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación:

- En relación con los programas de reducción de la generación cabrían destacar los proyectos, tratados en detalle por el titular en su análisis: de desclasificación de chatarras, de corte de barras de control y canales de combustible, de fundición y reciclaje de los calentadores de agua de alimentación, de segregación de residuos RBMA y RBBA, de desclasificación de aceites, de desclasificación de lodos y de desecación de lodos húmedos de concentrado de evaporadores, entre otros.

ARBM considera que se ha hecho un análisis adecuado de los distintos procesos para la reducción en la generación de residuos radiactivos.

No obstante, y dado que la generación de bultos de la corriente de resinas es la más significativa, tanto en número de bultos, como en volumen y actividad, ARBM considera que se debería incluir información sobre proyectos que se estén llevando a cabo o se plantee llevar a cabo para la reducción de los residuos de esta corriente. Para dar respuesta a este aspecto el titular ha asumido, en su Informe de Compromisos, el compromiso RPS-COF-C-15-12-I. Plazo de implantación: diciembre de 2020. La evaluación considera este compromiso aceptable.

Adicionalmente, ARBM considera que se debe realizar el análisis de la experiencia adquirida con el proyecto de gestión mediante fundición y reciclaje de los calentadores de agua de alimentación, por lo que incluyendo esta vía de gestión y considerando los datos obtenidos sobre porcentajes de reducción, efectividad del proyecto, planes para llevarlo a cabo en más ocasiones o motivos por los que descartaría esta opción si fuese así. Para dar respuesta a este aspecto el titular ha asumido, en su Informe de Compromisos, el compromiso RPS-COF-C-15-11-I. Plazo de implantación: diciembre de 2020.

Asimismo, en el compromiso RPS-COF-C-15-13-D, CNC asume el trasladar el resultado de estos análisis a la revisión del informe de análisis del FS 15. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

- En relación con la Identificación de corrientes de residuos para las que aún no exista vía de gestión, según indica CNC, a fecha 31/12/2019 se encontraban en esta situación: resinas acondicionadas en bultos no aceptados por Enresa y fuentes encapsuladas fuera de uso que no son retiradas por el suministrador (almacenadas temporalmente en la instalación, si bien en el corto plazo está prevista la edición de un nuevo Documento Descriptivo de Bulto (DDB) que contemple el acondicionamiento de fuentes radiactivas en desuso, estableciendo así una nueva línea de gestión para estos residuos).

ARBM indica que los residuos reflejados pendientes de vía de gestión, o que están a la espera de la definición y aplicación de actuaciones para su gestión posterior, coinciden con los que tiene conocimiento el área a través de inspecciones y de los informes anuales del PGRR, por lo que se considera aceptable el análisis de este punto.

- En relación con el análisis de la situación de bultos de residuos históricos ARBM considera se debe ampliar la información y el análisis realizado en relación con sus procesos de aceptación y con los documentos emitidos (Dossieres de Aceptación). Se indicará si estos documentos están cerrados, si los bultos que amparan se encuentran actualmente en la instalación o las cantidades que hubieran sido retiradas por Enresa, y si se han localizado nuevos bultos de estas características en el periodo de análisis que no hayan sido considerados con anterioridad. Este aspecto ha sido asumido por el titular en el compromiso RPS-COF-C-15-13-D. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.
- En relación con los análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos que lleva a cabo el titular ARBM considera que se debe ampliar la información suministrada para analizar la trazabilidad de los residuos, ya que se indica

el procedimiento para realizar el proceso (PG-044) y se listan no conformidades relacionadas con el mismo, pero no se desarrollan las acciones que se llevaron a cabo para solucionarlas, ni los análisis de las mismas en las que se pueda ver los motivos que llevaron a esa no conformidad. Este aspecto ha sido asumido por el titular en el compromiso RPS-COF-C-15-13-D. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS.

- En relación con el análisis de las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos entre las distintas zonas de la central con objeto de prevenir que sean gestionados como convencionales, en el apartado de acciones GESPAC se analizan los incidentes más significativos registrados en el GESPAC de la central, entre los que se incluye, relacionados con los movimientos de materiales entre distintas zonas de la central: el fallo de señalización y delimitación de la zona durante transporte interno de bidones de residuos (hallazgo verde del CSN) y la caída de lodos extraídos de las balsa de vertido durante traslado a báscula de pesaje.

ARBM considera la descripción y el análisis de las incidencias citadas adecuada, ya que se describen los sucesos y las acciones llevadas a cabo para solucionar los mismos.

- Como conclusión del análisis del subfactor sobre residuos radiactivos sólidos, el titular concluye que a lo largo del periodo de revisión, se han implementado cambios y mejoras tanto a nivel documental, organizativo como en las instalaciones y procesos de tratamiento y almacenamiento de residuos radiactivos, lo que ha permitido un funcionamiento adecuado de los mismos y la obtención de resultados satisfactorios en la generación y reducción de volumen de los residuos, sin ninguna incidencia que comprometa la gestión segura de los mismos, lo que la evaluación considera aceptable.
- Del análisis realizado del subfactor 15.3, el titular identifica 1 fortaleza y debilidades (PDM), ambas categorizadas de importancia para la seguridad BAJA. ARBM considera coherentes las fortalezas y PDM identificadas, las acciones planteadas pertinentes y sus plazos adecuados.

No obstante, Con respecto a las PDM RPS-COF-FM-15.3-01, para la automatización del proceso de preparación de expediciones, y RPS-COF-FM-15.3-02, para la instalación de un sistema de prensado, ARBM considera que se deberá ampliar la información sobre su desarrollo e implantación incluyéndola en los informes anuales sobre las actividades del PGRRYCG que se remiten al CSN. En respuesta a este aspecto el titular ha asumido, en su Informe de Compromisos, el compromiso RPS-COF-C-15-14-I. Plazo de implantación: asociado al envío de los informes anuales.

La evaluación considera los compromisos mencionados aceptables.

Como conclusión general, la evaluación considera que el análisis realizado por el titular para el FS 15 en cuanto a residuos radiactivos sólidos, junto con los compromisos citados, es aceptable, no requiriéndose otras actuaciones adicionales.

3.4.16 Factor de seguridad 16: Otros Programas de mejora de la seguridad

El titular indica que todos los programas de mejora de la seguridad relevantes están incluidos en el análisis del resto de los FS, por lo que no aporta información específica dentro del FS 16.

Por parte del CSN, no se han identificado programas de mejora de la seguridad adicionales a los considerados por el titular para los FS 1 a FS 15.

3.5 Evaluación de la revisión del Estudio Probabilista de Seguridad

El área AAPS ha evaluado la documentación remitida por el titular en relación con el Análisis Probabilista de Seguridad en el marco de la evaluación del FS 6. Por tanto, se remite al apartado 3.4.6, dedicado a dicho a FS.

3.6 Evaluación del análisis del estado de envejecimiento de los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central.

(IEV de ref. CSN/IEV/GEMA/COF/2011/1315)

En mayo de 2020, y teniendo en cuenta que en el próximo periodo de explotación de CNC se traspasa la frontera temporal de los 40 años de funcionamiento, el CSN solicitó al titular, mediante carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/15, un análisis específico del estado de envejecimiento de los componentes y de la integridad de las estructuras de los sistemas de seguridad y sus previsiones para el próximo periodo de explotación. Este análisis, que complementa la información presentada en la documentación preceptiva sobre gestión del envejecimiento asociado a una solicitud de renovación de la Autorización de Explotación para un periodo donde se va a producir la entrada en operación a largo plazo, tiene por objeto disponer de una valoración global del estado de estructuras y sistemas de la central, incluyendo tanto los componentes pasivos como los activos, y estructurada por sistemas.

En respuesta a la citada carta, el titular, mediante carta de referencia *2099983301227*, 25/05/20, remitió al CSN el 25/05/20 el ejemplo requerido de aplicación concreta del análisis de envejecimiento para un sistema, recogido en el documento adjunto RPS-2020-E12 "Ficha de estado de las ESC del sistema de evacuación del calor residual (RHR). El CSN mostró su conformidad con el ejemplo de análisis realizado mediante un correo electrónico al titular, indicando la importancia de incluir en el análisis de cada sistema la información más significativa sobre los diferentes programas aplicados de mantenimiento y vigilancia que permita valorar el alcance de los mismos, los resultados así como sus acciones derivadas. Otro aspecto que se resaltó fue el de aportar la información sobre las condiciones anómalas y su estado, incidentes o modificaciones o alteraciones temporales.

Finalmente, fue recibido en el CSN, con fecha 30 de junio de 2020, el informe K96G-5A742 "Informe integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad de C.N.Cofrentes", Rev. 0, junio 2020, enviado por el titular mediante carta de referencia *2099983301535*, "CN Cofrentes. Respuesta a la petición de información adicional en relación con un análisis específico de envejecimiento".

El informe K96G-5A742 incluye dos anexos: el anexo I recoge las fichas de los análisis del estado de envejecimiento de los sistemas con funciones relacionadas con la seguridad (46 fichas, algunas abarcan el análisis de varios sistemas), y el anexo II las fichas correspondientes a los edificios analizados (6 fichas). Entre las fichas de sistemas, se incluye una ficha en la que se analizan una serie de sistemas no relacionados con la seguridad, pero que disponen de componentes relacionados con la seguridad para mantener la función de aislamiento de la contención.

La evaluación de este análisis ha sido asignada íntegramente al área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA).

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados del análisis y conclusiones de la evaluación:

- El informe K96G-5A742 presentado por CNC contiene un análisis de todos los sistemas y estructuras (ESC) relacionados con la seguridad, para el que se ha seguido una estructura análoga al ejemplo enviado previamente al CSN:
 1. Descripción del sistema.
 2. Descripción de programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento del sistema, esto es, los procesos y prácticas existentes en CN Cofrentes que permiten identificar, vigilar y evaluar el estado del sistema o estructuras, incluyendo posibles mecanismos de degradación por envejecimiento. Los programas y actividades incluidos son:
 - Programas de Gestión de Envejecimiento dentro del Plan de Gestión de Vida (PGE, PGV)
 - Programa de Mantenimiento Preventivo (PMP)
 - Regla de mantenimiento (RM)
 - Programa de Mantenimiento de la Calificación de Equipos
 - Programa de Inspección en Servicio (ISI)
 - Plan de Fiabilidad de Equipos (PFE)
 - procesos de Gestión de la Obsolescencia
 - otros programas como los de diagnóstico de válvulas neumáticas y/o motorizadas, así como proyectos relevantes dentro de los planes de gestión de activos de la planta.
 3. Resultados de los programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento. Información de los resultados de las actividades y programas mencionados en el punto anterior.
 4. Actuaciones de mejora significativas, actualmente en curso o planificadas, y que están relacionadas con la gestión de envejecimiento y/o la mejora de la fiabilidad del sistema.

5. Conclusiones. Evaluación general de los sistemas o del estado de los edificios en base a las actividades de seguimiento del estado del sistema o estructuras y del análisis de los resultados de dichas actividades.
- La metodología de análisis aplicada consiste en la revisión de todas las actividades encaminadas a la gestión del envejecimiento de las ESC, que incluye el análisis de las actividades de los programas asociados al Plan de Gestión de Vida (PGV) aplicables a ESC que son pasivos o de vida larga, es decir no sujetos a programas de sustitución, y complementariamente la revisión de otras prácticas y procesos existentes en la planta que consideran, a su juicio, que gestionan los problemas de envejecimiento y obsolescencia de los componentes activos. Los programas y actividades considerados son los citados en el punto 2 anterior.
 - Como concluyó GEMA en su informe de resultados de las inspecciones sobre envejecimiento de los componentes activos (CSN/IEV/GEMA/GENER/1410/591), se considera que las actividades establecidas por CNC en los diferentes programas anteriormente citados garantizan razonablemente la adecuada identificación, vigilancia y evaluación de problemas de envejecimiento que pudieran tener un impacto en la seguridad de la planta, asegurando así la fiabilidad y disponibilidad de las funciones de seguridad requeridas en las bases de licencia a lo largo del periodo de explotación de la instalación.
 - En relación con resultados del análisis realizado por CNC, en las fichas de análisis de sistemas y edificios incluidas en los anexos del informe se exponen los resultados de las actividades desarrolladas en los programas antes expuestos, aportando una valoración global sobre el estado de las ESC analizadas.
 - Como conclusión general de los resultados identificados, CNC indica que se considera que los sistemas analizados presentan un buen estado, no habiéndose detectado mecanismos de envejecimiento relevantes. Los casos puntuales en los que CNC ha hallado desviaciones, caso de degradaciones no puntuales, fallos repetitivos u otras, el titular ya ha llevado a cabo o iniciado las acciones correctivas o de mejora encaminadas a corregir su condición y garantizar el cumplimiento con su función de seguridad requerida. Conclusión ésta que la evaluación considera razonable.
 - Entre los aspectos y actuaciones más destacados en los resultados que se identifica en el informe cabría mencionar:
 - La experiencia operativa propia sobre los defectos detectados en algunos de los internos de la vasija del reactor, que obligó a CNC a realizar una reparación de la envuelta del núcleo (Core Shroud) mediante la instalación de tirantes y a seguir un plan de inspecciones. También se informa de las indicaciones de defectos en otros elementos de la vasija que requieren seguimiento mediante inspecciones. En relación con los defectos identificados, según se indica en el informe, no se observa ninguna evolución. En relación con los internos, hay que destacar la implantación por parte de CNC del programa BWRVIP de inspecciones de internos de vasija. Dicho programa dará cumplimiento al programa de gestión del envejecimiento de estos componentes para la operación a largo plazo.

- La implantación de un programa de monitorización de los factores de uso de fatiga de las localizaciones más significativas.
 - Los eventos asociados con apertura de las válvulas de alivio y seguridad (SRV) de las líneas de vapor (B21), así como los fallos repetitivos en las pruebas as-found de las mismas, que requirieron del establecimiento de un plan de acción totalmente implantado en la actualidad.
 - Los problemas de corrosión que, en casos puntuales, han llegado a provocar fugas a través de la envoltura de presión en el sistema de agua de servicio esencial (P40), que han requerido la implantación de programas de monitorización de la integridad de sus líneas mediante programas de medida de espesores. Sobre este sistema también se destacan los diferentes incidentes debidos a la obstrucción parcial de alguno de los orificios anti congelación localizados en los colectores de descarga del sistema al sumidero final de calor (UHS), que ha implicado la apertura de diferentes condiciones anómalas.
 - Actuaciones relacionadas con planes de inspección de tanques, como es el caso de la inspección del fondo de los tres tanques de almacenamiento de gasoil para identificar pérdida de espesor de la zona en contacto con el hormigón con resultado aceptable en la inspección realizada en uno de los tres tanques.
 - Actuaciones relacionadas con los diferentes fallos producidos en el sistema de detección de neutrones (C51) que han producido diversas inoperabilidades (7 en total), así como diversas aperturas de condiciones anómalas, lo que ha influido en la valoración del informe de salud en el periodo de 2015 a 2017. Como plan de mejora CNC ha desarrollado una serie de modificaciones con el fin de modernizar y mejorar la fiabilidad del sistema de instrumentación nuclear resolviendo sus problemas de obsolescencia.
 - Modificaciones ejecutadas para incrementar y mejorar la fiabilidad del sistema, así como para garantizar su disponibilidad a largo plazo. Es el caso, entre otros, de la sustitución de los interruptores OTOMAX y NOVOMAX de centros de fuerza del sistema de centros de carga de 380V (R23), o la sustitución de interruptores y aparellaje del sistema centros de control de motores (R24).
 - En lo que respecta a estructuras, no se ha identificado nada relevante que haya podido impedir realizar las funciones para las que han sido diseñadas; si bien, sí que se reflejan en algunos casos la detección de deficiencias consideradas aceptables que han sido reparadas y, en otras, algo más significativas que no han afectado a las funciones propias asignadas y en las que se han aplicado las acciones correctoras necesarias.
- GEMA considera que el alcance y la estructura seguida por CNC para el desarrollo del informe integral sobre el estado de los sistemas y estructuras se ajusta a lo solicitado por el CSN, por lo que se considera aceptable.
 - La evaluación considera que los programas, y sus actividades, analizados por CNC en el informe integral se consideran suficientes ya que garantizan razonablemente la adecuada identificación, vigilancia y evaluación de problemas de envejecimiento.

- Por otra parte, mencionar que si bien, tal y como expone CNC en su informe, muchos de los aspectos tratados en este análisis ya se han identificado en el análisis de los FS 2, FS 3 y FS 4 de la RPS, a juicio de la evaluación este informe adicional solicitado aporta información de detalle de los programas aplicados y sus resultados para cada sistema y estructura de seguridad analizada, así como una valoración de la tendencia global para cada uno de ellos, lo que permite conocer las actividades realizadas durante el periodo analizado, las acciones derivadas de las mismas y, por tanto, el estado en el que se encuentra cada sistema en el ámbito del envejecimiento.
- La evaluación considera oportuno requerir al titular que este informe integral sobre el estado de envejecimiento de las ESC de seguridad se actualice con una frecuencia de cuatro años, recogiendo el análisis de los aspectos relevantes sobre el sistema en el periodo anterior de cuatro años que comprenda dos ciclos y al menos dos paradas para recarga, y el estado de las acciones programadas sobre el mismo, haciendo hincapié en aquellos procesos no regulados, caso de la monitorización de la calificación, el plan de fiabilidad de equipos y la obsolescencia.

Este requerimiento de GEMA se fundamenta en que algunos de los programas considerados en dichos análisis corresponden a programas definidos en base a procesos regulados, es el caso de la RM, ISI, PGV, de los cuales CNC emite los informes de seguimiento requeridos por las Instrucciones del CSN aplicables. Sin embargo, otros programas no están incluidos en un proceso regulado, por lo que, si bien las actividades se realizan de acuerdo a su programación, el CSN no recibe ningún tipo de información periódica relativa a los resultados de las monitorizaciones realizadas por CNC, por ejemplo lo relacionado con los programas de fiabilidad de equipos, y la actualización del informe sería una buena herramienta de seguimiento.

3.7 Evaluación del análisis de la experiencia acumulada de la explotación durante el periodo de vigencia de la Autorización de Explotación

El titular ha incluido esta información de la RPS, dentro del informe de análisis del FS 8. El área AEON ha incluido la evaluación de este documento dentro de la evaluación del FS 8. Por tanto, se remite al apartado 3.4.8 de esta PDT.

3.8 Evaluación de la documentación asociada a la Operación a Largo Plazo (OLP)

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

IEV de ref.:	CSN/IEV/GEMA/COF/2012/1318	CSN/IEV/GEMA/COF/1903/1237
	CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1288	CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1289
	CSN/IEV/GEMA/COF/2007/1271	CSN/IEV/GEMA/COF/2009/1279
	CSN/IEV/GEMA/COF/2011/1310	CSN/IEV/GEMA/COF/2010/1299
	CSN/IEV/IMES/COF/2009/1274	CSN/IEV/GEMA/COF/1911/1254
	CSN/IEV/IMES/COF/2010/1282	

El PIEGE es el documento básico requerido para la evaluación de la operación a largo plazo. Su objetivo es recoger el conjunto de estudios de gestión del envejecimiento que permiten

garantizar, de forma razonable, la funcionalidad de los elementos importantes para la seguridad que forman parte de su alcance, durante el periodo de explotación a largo plazo.

La instrucción del Consejo IS 22 requiere que en caso de que una central nuclear solicite la operación a largo plazo (OLP), es decir, más allá de la vida de diseño original de la instalación, en la primera solicitud de renovación de la AE por un periodo que supere su vida de diseño, el titular debe incluir un PIEGE, constituido por una serie de estudios de gestión del envejecimiento que permitan garantizar, de modo razonable, la funcionalidad de los elementos importantes para la seguridad, considerando el nuevo periodo de operación. Los elementos considerados como importantes para la seguridad son los indicados en el artículo 3 de la instrucción del Consejo IS 22, es decir, son los mismos que se deben incluir en el plan de gestión de vida (PGV). Por ese motivo, el PIEGE puede considerarse como una extensión del PGV en la fase de operación a largo plazo, posterior a la de diseño inicial de la central.

El 16 de marzo de 2018, mediante la carta de ref. *1899983300920*, CNC remitió al Minetad la documentación requerida en el apartado DOS de la autorización de explotación, a presentar 3 años antes de la expiración de la AE vigente, entre la que se encuentran los siguientes documentos: Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), Propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad asociada al PIEGE y la propuesta de revisión de las ETFM asociada al PIEGE, dado que la próxima Autorización de Explotación de CNC incluye la operación más allá de la vida de diseño original. El documento PIEGE fue objeto de evaluación por las áreas GEMA e IMES, de la que se derivaron una serie de dudas o cuestiones que fueron planteadas a CNC durante la inspección a la central en octubre de 2019 (acta de ref. CSN/AIN/COF/19/956).

Posteriormente, junto con la solicitud de renovación de la AE, el titular remitió al CSN la revisión 1 del PIEGE en los que, además de actualizar su contenido al estado de la planta a fecha del 30/06/2019, se han introducido las modificaciones necesarias para adaptarse a los acuerdos y compromisos adquiridos como consecuencia de los comentarios realizados por el CSN sobre el PGV.

En España, los estudios de gestión del envejecimiento de una central nuclear incluyen:

- Definición del Alcance y Selección de Estructuras, Sistemas y Componentes.
- Identificación de efectos y mecanismos de envejecimiento significativos: revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE).
- Evaluación de las prácticas de mantenimiento para garantizar que las consecuencias del envejecimiento están adecuadamente vigiladas: Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE).
- En el caso de operación a largo plazo, reevaluación de los análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida: Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT).

Considerando estos aspectos, el PIEGE presentado por CNC está estructurado como sigue:

- Capítulo 1: Información general. En dicho capítulo CNC describe el objeto del PIEGE, las principales características de la central, así como la organización y gestión empleadas para el desarrollo del PIEGE.
- Capítulo 2: Definición del alcance y selección de estructuras y componentes sujetos a revisión de la gestión del envejecimiento. Este capítulo describe y justifica la metodología utilizada para identificar los componentes y estructuras que deben someterse a la RGE, incluyendo los resultados obtenidos de su aplicación.
- Capítulo 3: Resultados de la RGE. En este capítulo, CNC recoge el proceso de identificación de los efectos y mecanismos de envejecimiento aplicables a los componentes y estructuras y la demostración de que aquellos que se consideren significativos se gestionarán de forma que sus funciones propias se mantendrán de manera consistente con las bases de licencia actuales de la central durante el periodo de vida extendida. Los resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento se agrupan en seis subsecciones que corresponden al sistema de refrigeración del reactor y sistemas asociados; a los sistemas de salvaguardias tecnológicas; a los sistemas auxiliares; al sistema de vapor y conversión de potencia; a la contención, estructuras y soportes de componentes; y finalmente, a los sistemas eléctricos y de instrumentación y control.
- Capítulo 4: AEFT (análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida). En este capítulo CNC describe la metodología empleada para la identificación de los AEFT y el resultado de los análisis de los AEFT identificados.

Los resultados de dichos análisis se agrupan en cinco subsecciones, que corresponden a los análisis de fragilización neutrónica de la vasija del reactor; de fatiga de metales en sistemas mecánicos; de calificación ambiental de equipo eléctrico; de fatiga de la contención primaria y, finalmente, a otros análisis específicos de la central.

- Apéndice A: Suplemento al Estudio de Seguridad. En este apéndice se recoge la propuesta de suplemento al ES de CN Cofrentes, que se incluiría como resultado de los capítulos anteriores del PIEGE. El suplemento recoge una descripción resumida de los programas y actividades que serán utilizados para la gestión de los efectos del envejecimiento y un resumen de los AEFT.
- Apéndice B: Programas y actividades de gestión del envejecimiento. En dicho apéndice, CNC lista y describe con detalle los programas y actividades de gestión del envejecimiento que se referencian en los capítulos 3 y 4 del PIEGE, así como la comparativa con los programas modelo establecidos en el capítulo XI del NUREG 1801 Rev. 2 (informe GALL).
- Apéndice C: Este apéndice recoge el análisis realizado por CNC de los componentes internos de la vasija del reactor y la definición del programa de inspección de internos de la vasija basado en el informe BWRVIP-74-A.
- Apéndice D: Cambios en las Especificaciones Técnicas. En este apéndice se cita la propuesta preliminar de revisión de las ETFM de la central, en la que se incluyan los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras durante el periodo de operación extendido.

Para llevar a cabo la evaluación del PIEGE de las centrales nucleares Ascó y Cofrentes se ha elaborado la guía de evaluación CSN/GEL/GEMA/AS0-COF/1903/01. En base a la misma, el

plan de evaluación del PIEGE ha consistido en la revisión de los diferentes capítulos y/o subapartados, emitiéndose los informes correspondientes. En ello han participado las áreas de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) y de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA), de acuerdo a la asignación recogida en la guía mencionada.

El proceso de evaluación ha dado lugar a un informe de evaluación de cada capítulo del PIEGE, Ambas revisiones del PIEGE (0 y 1) han sido objeto de revisión por las áreas evaluadoras, de la que surgieron una serie de desviaciones o dudas que fueron transmitidas a CNC mediante la emisión de varios cuestionarios que, posteriormente, fueron tratados en reuniones específicas o durante las inspecciones planificadas sobre gestión de vida, cuyas resoluciones y compromisos han sido plasmados en actas de reunión técnica (ART) y de inspección (AIN) o mediante los informes adicionales emitidos por el titular.

En respuesta a la carta del CSN de ref. CSN/C/SG/COF/19/05, en la que se establece la consideración como fecha de inicio de la vida de diseño, a efectos de la operación a largo plazo, la del primer acoplamiento a la red de la central, en la revisión 1 del PIEGE el titular ha incluido la fecha de su primera conexión a la red eléctrica, 14 de octubre de 1984, iniciándose la explotación comercial el 11 de marzo de 1985.

Durante el proceso de evaluación, el CSN emitió las siguientes PIA: CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/16 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a los capítulos 2 y 3 del PIEGE asociado a la operación a largo plazo", respondida por CNC mediante el informe GEVIH-2020-02; CSN/PIA/CNCOF/COF/2008/43 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa al capítulo 4 del PIEGE asociado a la operación a largo plazo", respondida por CNC mediante el informe GEVIH-2020-09; y CSN/PIA/CNCOF/COF/2005/18 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de ingeniería mecánica y estructural", respondida por CNC mediante el informe RPS-COF-IN-0016.

Cabe indicar que el desarrollo del PGV de CNC, incluyendo los análisis de envejecimiento función del tiempo (AEFT) que han sido realizados para la revisión de los análisis realizados con hipótesis de vida de diseño, se sustenta sobre un gran número de documentos soporte emitidos, del orden de 400, muchos de los cuales han servido para la evaluación de detalle de la información recogida en los PIEGE.

En el proceso de evaluación se ha incluido una muestra representativa de cada uno de los procesos del PIEGE y de los AEFT, cuyo alcance ha sido el siguiente:

Alcance de las evaluaciones de la revisión de la gestión del envejecimiento:

GRUPO	SISTEMAS ANALIZADOS
Refrigeración del reactor	Sistema refrigeración del reactor Completo
Sistemas de salvaguardias tecnológicas	Extracción de calor residual (E12) Aspersión del núcleo a baja presión (E21)

	Aspersión del núcleo a alta presión (E22) Refrigeración del núcleo aislado (E51) Reserva de tratamiento de gases (P38) 5 de 18 sistemas
Sistemas auxiliares	Limpieza y refrigeración de la piscina de combustible (G41) Agua enfriada esencial (P39) Agua de servicio esencial (P40) Sistema cerrado de agua de enfriamiento (P42) Sistema de gas-oil (P60) Protección contra incendios (P64) Generadores diésel de emergencia (R43-E22) 7 de 25 sistemas
Sistemas de vapor y conversión de energía	Control de fugas de las válvulas de aislamiento de vapor principal (E32) Almacenamiento y distribución de condensado (P11) 2 de 4 sistemas
Contención, estructuras y soportes de componentes	Contención (T23) Pozo seco (T27) Escotillas del pozo seco (T30) 3 de 15 estructuras
Sistemas eléctricos y de I&C	Sistemas que incluyen componentes eléctricos Completo

En cuanto a los *AEFT*, en el proceso de evaluación se ha incluido una muestra representativa de los AEFT definidos por CNC relativos a: vasija del reactor, fatiga de metales, calificación ambiental, fatiga de contención y otros AEFT específicos de planta. En la muestra se han seleccionado:

- la totalidad de los AEFT relacionados con el comportamiento de los materiales de la vasija frente a la irradiación;
- AEFT de fatiga de metales: una muestra basada en la relevancia para la seguridad, que ha incluido la revisión de los análisis relacionados con las líneas de clase 1 y las toberas de agua de alimentación en la vasija considerando el efecto del ambiente debido al refrigerante del reactor, así como algunos componentes internos de la vasija;
- la totalidad de los AEFT de calificación ambiental de equipos eléctricos y los correspondientes a fatiga de la contención primaria, incluyendo un AEFT que no había sido inicialmente;
- AEFT específicos: se han revisado 2 de los 5 definidos por CNC, que corresponden a la grúa polar y a las bombas de recirculación.

La evaluación realizada cubre todos los capítulos y anexos que conforman el PIEGE, rev. 0 y rev. 1. El titular ha ido desarrollando el Plan de Gestión de Vida (PGV) y el PIEGE a lo largo de los años, a través de multitud de documentos, guías y bases de datos, que recogen aspectos concretos del PGV y del PIEGE. Es por ello que se han utilizado otras referencias complementarias al documento principal del PIEGE.

La evaluación incluye en su alcance la propuesta de revisión de suplemento al ES asociada al PIEGE, así como la propuesta de revisión de las ETFM asociada al PIEGE.

A continuación se recogen los resultados y conclusiones de la evaluación global del PIEGE. Posteriormente, se recogen los resultados y conclusiones de la evaluación de las propuestas de modificación al ES y a las ETFM asociadas.

Es importante destacar que aunque la renovación de la AE de CNC está prevista para marzo de 2021, la entrada en la denominada Operación a Largo Plazo no se producirá hasta octubre del año 2024, por lo que se considera aceptable que algunos aspectos menores puedan ser completados por el titular a corto plazo, aunque sea posterior a la fecha de renovación de la AE.

A. PIEGE

La evaluación del CSN, como conclusión general, considera que la metodología seguida para el desarrollo del PIEGE presentado por CNC, en lo que respecta a la definición del Alcance y la Selección de ESC de la central a las que aplicar dicho Plan, así como para los estudios de RGE y de AEFT, y los PGE definidos por CNC, es consistente con los requisitos definidos en la instrucción IS 22 revisión 1 del CSN.

Como conclusiones específicas, la evaluación del CSN considera que:

a) En cuanto a alcance y selección de ESC

1. La metodología seguida por CNC para determinar las ESC en el alcance del PIEGE, que coincide con la seguida en el PGV desarrollado como condición de la AE vigente, es aceptable y cumple con lo requerido en la IS 22, apoyándose en la normativa americana que a su vez informa y soporta a la IS 22.
2. Se considera aceptable la forma en que CNC ha documentado el proceso de determinación de alcance en los diferentes documentos en los que se basan el PGV y el PIEGE y que se ha resumido en este último. El proceso es traceable y auditable, si bien la magnitud del proyecto hace imposible su evaluación completa en detalle por parte del CSN.
3. En relación con los resultados del proceso de selección de ESC en alcance, las áreas responsables de la evaluación han verificado a partir de una muestra representativa de sistemas mecánicos, eléctricos y de instrumentación y control, y estructuras la aplicación

de la metodología general de selección de Estructuras y Componentes (E&C), valorándose como aceptables.

No obstante, se propone que se comunique al titular mediante carta de la DSN la siguiente acción:

- En la próxima revisión del documento PIEGE, se deben modificar las tablas de los apartados 2.5.1.9, 2.5.1.10 y 2.5.1.20 a 2.5.1.22, donde se recogen los elementos de los componentes eléctricos y de I&C que serán sometidos a RGE, si es el caso, para ser coherentes con los elementos presentados en los apartados 2.3.3.1 al 2.3.3.3 del informe de equipo eléctrico (Ref. B90-5B838) y en el apartado 2.3.3 del informe de cables y conexiones (Ref. B90-5C128).

b) En cuanto a la revisión de la gestión del envejecimiento

1. Se considera aceptable la metodología seguida por CNC, basada fundamentalmente en la conciliación con los documentos de referencia, NUREG-1800, NUREG-1801 y los LR-ISG, y en la identificación de los efectos de envejecimiento que requieren gestión (EERG) considerados aplicables, como resultado de la combinación de tipo de componente, material, ambiente, así como la asignación de los PGE que deben gestionar dichos EERG.
2. También se considera aceptable la RGE recogida en la revisión 1 del PIEGE, si bien quedan pendiente de incorporar algunas correcciones documentales, por lo que éstas deberán incorporarse en la revisión 2 que se emita, aspecto asumido por el titular en su compromiso PIEGE-COF-C-01-I del Informe de Compromisos. Plazo de implantación: asociado a la revisión 2 del PIEGE. La evaluación considera este compromiso aceptable.

No obstante, en lo que respecta a los sistemas eléctricos, capítulo 3.6, si bien la metodología y los resultados basada en la conciliación con GALL se consideran aceptables en términos generales, se propone requerir al titular, mediante carta de la DSN por tratarse de aspectos esencialmente de carácter documental, las siguientes acciones:

a) En la próxima revisión del PIEGE el titular debe:

- incluir la evaluación del EERG del NUREG-1800/1801, consistente en incremento de la resistencia eléctrica de las conexiones en las líneas de transporte de alta tensión y en las barras de los parques por oxidación o pérdida de precarga.
- modificar la evaluación del EERG de reducción de la resistencia de aislamiento por la presencia de depósitos de sal y contaminación superficial en aisladores de alta tensión, para que sea coherente con lo indicado en las tablas 3.6.2-3 y 3.6.2-4, donde CNC introduce este EERG y asigna su gestión al PGE-49 "Inspección de Aisladores de Alta Tensión".
- reevaluar la consistencia con el NUREG-1801 declarada en el ítem 3.6.1-5 de la tabla 3.6-1 y en las filas de las tablas 3.6.2-3 y 3.6.2-4 correspondientes al EERG de pérdida de apriete por autoaflojamiento en los soportes de los aisladores.

- b) El titular debe incluir en el documento B90-5C098 "PIEGE. Informe localización de áreas con ambiente adverso localizado puntual", soporte del análisis de áreas realizado, la evaluación de los límites de temperatura y radiación del aislamiento de las conexiones frente a las condiciones ambientales donde estén ubicadas, o bien,

incluir una explicación de cómo define el alcance de estos elementos en el PGE-48 “Vigilancia de cables en condiciones locales adversas”.

Finalmente, el titular debe cumplir con los siguientes compromisos, considerados aceptables por la evaluación, adquiridos en su Informe de Compromisos:

- PIEGE-COF-C-02-M, para realizar una comprobación de que no se produce sobrecalentamiento sobre una muestra de los cables permanentemente energizados y en carga.
- PIEGE-COF-C-03-I, para modificar los capítulos del PIEGE correspondientes a la RGE de cables y conexiones en su próxima revisión para que la información incluida en el mismo sea coherente con la actualización de los documentos soporte, y para recoger una descripción del análisis de áreas realizado para los cables y conexiones eléctricas.

c) *En cuanto a programas de gestión del envejecimiento*

1. Se considera aceptable la metodología utilizada por CNC para la elaboración de los PGE, tanto los asociados a la vida diseño como los orientados a la operación a largo plazo, la cual está basada en el “proceso de conciliación” con los programas modelo de acuerdo con el NUREG-1800 y NUREG-1801.
2. Para el desarrollo de los programas de gestión de envejecimiento (PGE) aplicables para el periodo de OLP, de los que se han definido 52, CNC realizó un análisis de conciliación con los programas modelo recogidos en el NUREG-1801, identificando que algunos programas no se ajustaban de forma completa a las prácticas definidas en dichos programas modelo para el control y la mitigación de los efectos y mecanismos de envejecimiento.

En base a este análisis, CNC identificó diversas “propuestas de mejora” para completar las actividades de gestión del envejecimiento. Una parte importante de dichas propuestas de mejora corresponden a programas nuevos desarrollados para su implantación específica para el periodo de OLP, cuyo comienzo sería en 2024, como los indicados a continuación:

- PGE-009 Internos de vasija (BWRVIP)
- PGE-27 “Inspección única”
- PGE-30 “Inspección única en tubería de pequeño diámetro clase 1”

Durante la fase de conciliación con los programas modelo, CNC emitió 160 propuestas de mejora que fueron gestionadas a través de la herramienta GESPAC. Las propuestas de mejora identificadas durante esta fase han sido cerradas en su mayoría, quedando pendiente de cierre 49 propuestas (según información reflejada en el último informe anual que se envía al CSN como cumplimiento de la Instrucción del Consejo IS 22, B90-5008) que deberán estar todas implantadas antes del inicio del periodo de operación a largo plazo, y que será objeto de seguimiento a través de las futuras inspecciones de GEMA del Plan Base de Inspección.

El plan de desarrollo e implantación de los PGE ha sido supervisado por el CSN a través de las inspecciones realizadas tras la edición de la IS 22. De hecho, no solamente ha ido verificando la conciliación con los programas modelo del NUREG-1801, sino que también

ha definido diversos aspectos que el titular debe aplicar en los programas, como es el caso de la actualización a los documentos LR-ISG de la NRC.

3. CNC dispone actualmente de 52 programas para la gestión de los efectos de envejecimiento, de los que 9 son programas específicos de planta y otros 2 están asociados a actividades de monitorización de actividades relacionadas con los análisis de envejecimiento función del tiempo, lo cual se considera aceptable.
4. CNC ha emitido 50 informes de seguimiento de los programas de gestión del envejecimiento (ISPGE), que demuestra que la fase de implantación está muy avanzada, considerando la fecha de entrada en operación a largo plazo de diciembre de 2027, lo cual se considera aceptable.
5. La experiencia operativa recogida en el PIEGE en base a la aplicación de los PGE demuestra la efectividad en la detección y corrección de los efectos de degradación, aspecto que ha sido verificado por el área GEMA a través de las revisiones de las actividades de algunos de los PGE efectuadas en las inspecciones realizadas.
6. La evaluación considera que la aplicación de los PGE definidos en los PIEGE proporciona una seguridad razonable de que los efectos de envejecimiento son adecuadamente gestionados, de forma que los sistemas y componentes dentro del alcance de este programa cumplirán sus funciones propias de forma consistente con las bases de licencia actuales.

d) *En cuanto a los análisis de envejecimiento función del tiempo*

1. La metodología para la identificación de los AEFT, se considera aceptable y se ajusta a lo definido en la IS 22, si bien se han detectado algunas discrepancias que afectan a dicho proceso, en concreto en lo referente a los análisis de fatiga de la lámina metálica de la contención (contención metálica), juntas flexibles de las penetraciones mecánicas y tubo de transferencia y grúa de cofres del edificio de combustible. Para su resolución el titular debe llevar a cabo las siguientes acciones:

- En relación con el análisis de fatiga de la lámina de contención metálica, el titular deberá incluir este análisis como AEFT en la próxima revisión del PIEGE, así como en el documento de identificación de AEFT, de referencia B90-5C118.
- En relación con los fuelles del tubo de transferencia, el titular adoptó el compromiso PIEGE-COF-C-06-I, adquirido en su informe RPS-COF-IN-0037, de realizar una nueva búsqueda de información de los cálculos, y en caso de que aplique, elaborar el AEFT correspondiente.

En relación con este tema, el área GEMA considera que deberá replantearse la posición de CNC para los fuelles del resto de las penetraciones, en el caso de que no se justifique adecuadamente la no necesidad de un AEFT para los fuelles del tubo de transferencia.

- En cuanto a la grúa del cofre de combustible, el titular adoptó el compromiso PIEGE-COF-C-07-I, adquirido en su informe RPS-COF-IN-0037, de incluir el análisis de fatiga en el AEFT de grúas, una vez recibida la autorización de la Modificación de diseño actualmente en fase de licenciamiento.

2. La resolución de los AEFT analizados se considera razonablemente correcta y es consistente con la Instrucción IS 22 del CSN, teniendo en cuenta lo siguiente:
- 2.1. AEFT de fragilización neutrónica de la vasija e internos: la metodología y resolución de los AEFT incluidos en dicho apartado se considera aceptable.
 - 2.2. AEFT de fatiga de metales: la metodología y resolución de los AEFT analizados de dicho apartado se considera aceptable.
 - 2.3. AEFT de calificación ambiental de equipos eléctricos: la metodología y resolución de este AEFT se considera aceptable, si bien el área GEMA propone requerir al titular las siguientes acciones:
 - a) El titular debe llevar a cabo el compromiso, recogido en su Informe de Compromisos, PIEGE-COF-C-05-I, para revisar el AEFT de calificación ambiental de componentes eléctricos incluyendo:
 - Revisión del criterio de temperaturas reales, caso de varios sensores de temperature.
 - Reevaluación de vida de componentes.
 - Justificación de temperaturas antes del período de registro, (2004 o 2010 en algún caso).
 - Revisión de los tres documentos del AEFT (B90-5C168, B90-5C178 y B90-5C-188), así como del informe de actualización de condiciones ambientales A94-8125, detallando en ellos la metodología seguida para la reevaluación de la vida calificada de componentes.

Plazo de implantación: 6 meses tras la renovación de la AE.
 - b) El titular debe llevar a cabo el compromiso, recogido en su Informe de Compromisos, PIEGE-COF-C-04-I, para realizar un análisis de la vida calificada por envejecimiento debido a ciclos operativos de los componentes del ICA. En la determinación del número de ciclos máximos anuales se tendrán en consideración aquellos que son debidos a pruebas de diagnosis o como resultado de pruebas de operación antes de declarar su operabilidad, así como cualquier otra que se identifique.

Plazo de implantación: 6 meses tras la renovación de la AE.
 - c) El titular debe incorporar en la próxima edición del documento PIEGE los resultados de la resolución del AEFT frente a la calificación por ciclos operacionales, cuando disponga de los mismos.
 - 2.4. AEFT de Fatiga de la contención metálica: La metodología y resolución de los AEFT analizados de dicho apartado se considera aceptable.
 - 2.5. Otros AEFT específicos de la central: fatiga de las bombas de recirculación y de la grúa polar. La metodología y resolución de los AEFT analizados de dicho apartado se considera aceptable.
3. El titular deberá corregir las discrepancias detectadas en diversas tablas resumen de los datos del factor de uso con los documentos referenciados en la próxima revisión del

PIEGE, de forma que se garantice la coherencia entre los datos reflejados en dichas tablas y los documentos que los soportan.

4. Cabe destacar la propuesta de monitorización del factor de uso a fatiga implantada por CNC mediante el sistema *fatONE*, que permitirá la actualización del CUF cada ciclo de operación.

B. Suplemento al Estudio de Seguridad

En cumplimiento con los requisitos aplicables para una Operación a Largo Plazo, CNC presenta una propuesta de cambio al ES, en el cual se resumen los programas de gestión del envejecimiento (PGE) y los análisis de envejecimiento función del tiempo (AEFT) durante dicho periodo de operación resultados de los análisis AEFT antes mencionados. La evaluación considera el contenido de la propuesta de cambio al ES aceptable.

La propuesta de suplemento del ES deberá revisarse para hacerlo coherente con la información que se incorpore en la nueva revisión del PIEGE.

C. Propuesta de cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas

En cumplimiento con los requisitos aplicables para una Operación a Largo Plazo, CNC presenta una propuesta de cambio a las ETFM asociada a la presentación del PIEGE, incluida en el el apéndice D del mismo. Esta propuesta no ha sido objeto de evaluación ya que CNC dispone de suficiente margen de vigencia de las curvas P-T actuales, las cuales cubren una vida de servicio de 45,5 EFPY (50 años), que está en el ámbito de la renovación de la AE actualmente en curso. A continuación se refleja el proceso que ha llevado a esta determinación:

El AEFT de las curvas límite presión-temperatura se trata en el apartado “Análisis de los límites térmicos de operación de la vasija del reactor: Curvas P-T” del PIEGE.

Originalmente, en el momento de presentar el PIEGE, la intención de CNC era que el CSN evaluara en el marco de la evaluación del PIEGE las curvas P-T presentadas para 45,5 EFPY (también en este caso, el documento soporte presenta la resolución para 36.25, 45.5 y 55 EFPY, y, aunque el cuerpo del PIEGE hable solamente de 55 EFPY, en el apéndice D del PIEGE, “Modificaciones a las especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas”, CNC presenta las curvas para 45,5 EFPY, equivalentes a 50 años de operación), cubriéndose así el plazo de OLP, hasta ese periodo de explotación. De esta manera, el AEFT se resolvería a través del método 2 de la IS 22 (reevaluación de los análisis y cálculos actuales).

Sin embargo, el área IMES indicó a CNC la circunstancia de que el cambio de los límites presión-temperatura constituye una modificación de diseño (MD), y, como tal, tanto la MD como el consiguiente cambio de las ETFM debían ser tratados bajo el prisma de la IS 21 del CSN, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares. Ello implica que es preciso (siguiendo la IS 21) efectuar la evaluación de seguridad de la modificación, con objeto de comprobar si es preciso llevar a cabo un análisis de seguridad de acuerdo a la IS, y si es necesario solicitar al CSN la autorización de la modificación.

El área IMES indicó a CNC que este proceso debía ser desvinculado de la evaluación del PIEGE y que, en cualquier caso, dependiendo del resultado de la evaluación de seguridad, habría de ser presentada, de manera independiente al PIEGE, bien una solicitud de autorización de modificación, o bien una solicitud de cambio de ETFM. Por otra parte, en las conversaciones que se mantuvieron entre IMES y el titular, se consideró, una vez que se analizase el plazo de validez de las curvas P-T actualmente licenciadas en la central, que podría ser conveniente desvincular la evaluación de las curvas P-T de la evaluación de los AEFT del PIEGE, de manera que ninguna de estas dos evaluaciones pudiera condicionar a la otra.

Como consecuencia de las conversaciones mencionadas, a instancias del área IMES CNC procedió a llevar a cabo los siguientes análisis:

- Estudio del periodo de validez de las curvas vigentes (enfocado a determinar el plazo en que era necesario que estuvieran licenciadas las nuevas curvas).
- Evaluación de seguridad preliminar, siguiendo la IS 21.

Los resultados de estos análisis fueron adelantados al área IMES por correo electrónico, y formalizados posteriormente mediante la carta de Iberdrola "C.N. Cofrentes. Notificación sobre la actualización de las curvas P-T de la vasija recogidas en las ETFM", con fecha 09/07/2020. De esta carta se deduce que, basándose en datos de fluencia de una reciente modelización mediante el código RAMA realizada por la empresa Transware (este estudio se basa en datos reales hasta la recarga 20 de 2015, extrapolados con el ciclo de equilibrio más reciente y plausible y, según CNC, ha de considerarse la mejor y más ajustada estimación de la fluencia de que se dispone), CNC asegura que las curvas actualmente vigentes son válidas para los 40 años de operación de la planta (esto es, hasta octubre de 2024 tomando como referencia la primera criticidad), ya que están elaboradas con una fluencia neutrónica mayor que la prevista por el mencionado estudio de Transware para esa edad de la central.

Como consecuencia de lo anterior, al disponer todavía de suficiente margen de vigencia de las curvas P-T actuales, CNC hace notar que "no es necesario que el CSN proceda a la evaluación de las nuevas curva P-T recogidas en el apéndice D del PIEGE, las cuales cubren una vida de servicio de 45,5 EFPY (50 años), en el ámbito de la renovación de la Autorización de Explotación actualmente en curso."

Por otra parte, atendiendo a resultados preliminares, CNC indica que la MD de las curvas P-T no requeriría autorización según la IS 21, por lo que la solicitud a remitir al Ministerio consistiría en una propuesta de cambio a las ETFM para incluir las nuevas curvas. Al respecto, CNC afirma que "esta propuesta de cambio se remitirá en su momento, conforme se aproxime el final del período de vigencia de las actuales curvas, con suficiente margen de antelación para su evaluación por el CSN".

En base a lo anterior, para la presente evaluación, el área IMES no ha procedido a valorar ni el documento soporte ni las nuevas curvas P-T presentadas en el PIEGE. Las nuevas curvas P-T serán evaluadas más adelante, acordándose inicialmente durante el transcurso de las conversaciones mantenidas con el titular que CNC presentaría la propuesta de cambio en

cuestión en el segundo semestre de 2021. No obstante, en una comunicación posterior, el titular ha planteado que el plazo indicado, segundo semestre de 2021, implica que no se dispondrá de la información del ensayo de la cápsula de irradiación de la vasija, que se va a extraer en la próxima recarga (noviembre del 2021), y que a continuación deberá ser ensayada fuera de España, tratándose de un proceso complejo, por lo cual sería más oportuno plantear como plazo el primer semestre de 2023. La evaluación del CSN considera razonable la argumentación del titular, y por tanto el nuevo plazo planteado, teniendo en cuenta que las actuales curvas P-T son válidas hasta entrada en OLP (octubre 2024), disponiendo de un margen suficiente para la evaluación mientras siguen vigentes las curvas actuales.

La evaluación considera aceptables los compromisos asumidos por el titular en su Informe de Compromisos en relación con el PIEGE: PIEGE-COF-C-01-I, PIEGE-COF-C-02-M, PIEGE-COF-C-03-I, PIEGE-COF-C-04-I, PIEGE-COF-C-05-I, PIEGE-COF-C-06-I, PIEGE-COF-C-07-I y PIEGE-COF-C-08-I. Este último establece la revisión final del PIEGE y de su documentación Soporte, y la edición de la revisión 2 del PIEGE. Plazo de implantación: 1 año tras la renovación de la Autorización de Explotación.

Adicionalmente, derivado del proceso de revisión del PIEGE, la evaluación considera oportuno exponer la siguiente conclusión adicional:

La calidad de la documentación presentada por el titular en esta solicitud, en relación con el alcance de la evaluación del PIEGE, se puede considerar como baja: información escasa en el documento PIEGE; incoherencia entre los documentos soporte de metodología y los documentos soporte de desarrollo, y entre los propios documentos de desarrollo; discrepancias que afectan al proceso de identificación de los AEFT aplicables a fatiga de la lámina metálica de la contención (contención metálica), juntas flexibles de las penetraciones mecánicas y tubo de transferencia y grúa de cofres del edificio de combustible; así como imprecisiones y errores en el texto.

Como consecuencia del propio proceso de evaluación, y a través de las inspecciones y reuniones mantenidas, el titular llevó a cabo diversas modificaciones a parte de los documentos soporte, caso del B90-5B978, "PIEGE. Informe de caracterización de cables y conexiones" y del B90-5C098, "PIEGE. Informe localización de áreas con ambiente adverso localizado puntual"), así como la emisión de un nuevo documento soporte de resolución del AEFT sobre la lámina metálica de la contención, lo que en ocasiones ha entrañado que no se dispusiera de un margen de tiempo suficiente para su evaluación, lo que ha dificultado y retrasado la misma.

En base a ello, ha sido considerado, por parte de las áreas intervinientes en la evaluación, en cumplimiento del procedimiento del CSN PG.IV.08, considerar estos aspectos como deficiencia de evaluación, aunque se puede considerar que no ha afectado a la seguridad sino sólo a la calidad de la propuesta. Por tanto, se ha abierto la correspondiente entrada en la base de datos prevista al efecto en la intranet del CSN.

3.8.2 Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el período de operación a largo plazo.

El área GEMA ha incluido la evaluación de este documento dentro de la evaluación PIEGE, como se ha visto en el apartado anterior.

3.8.3 Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo.

El área IMES ha tratado esta propuesta dentro de la evaluación del PIEGE, por lo que se remite al apartado 3.8.1 sobre este aspecto.

3.8.4 Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo.

Con fecha 19 de marzo de 2018, el Minetad remitió al CSN, carta de referencia CN-COF/AM/180319, la documentación preceptiva para la renovación de la AE que debe enviarse tres años antes de la expiración de la autorización vigente, para un periodo que comprende el alargamiento de vida de la instalación. Entre dicha documentación figuraba la revisión 0 del documento SPR 2018-002 "Estudio de impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo" (EIR).

De la revisión 0 del EIR se realizó una evaluación preliminar por el área AVRA concluyendo que el contenido en relación a la vigilancia radiológica ambiental era adecuado y por lo tanto no era necesario solicitar información adicional. Sin embargo, de la evaluación preliminar realizada por el área AEIR surgieron una serie de cuestiones que fueron transmitidas al titular a través de la PIA de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2003/11 y fecha 24/04/2020.

En respuesta a dicha PIA, mediante carta de referencia *2099983301755*, y fecha 24 de julio de 2020, CNC presentó la Revisión 1 del EIR, de junio de 2020, que fue recibida en el CSN con nº de registro de entrada 44287 y fecha 24/07/2020.

El objetivo del EIR es estimar el impacto radiológico asociado a la operación en condiciones normales de la central nuclear Cofrentes durante el periodo de OLP, con un horizonte de 2045, y se concreta con el cálculo de las dosis radiológicas que puede recibir el individuo más expuesto (individuo crítico), así como el conjunto de la población en el entorno de la central, durante el periodo analizado.

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo Rev. 1 (EIR) son AEIR y AVRA. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.8.4.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

(IEV de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/2010/1283)

El área AEIR ha evaluado la revisión 1 del EIR, en el ámbito de sus competencias, esto es, en relación con el tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos y el impacto al público.

La evaluación de AEIR ha abarcado la información aportada en el EIR en relación con los aspectos que pueden influir en el impacto radiológico y que pueden estar afectados por cambios durante el periodo de tiempo de la operación a largo plazo (OLP), que se indican a continuación:

- Análisis demográfico
- Meteorología y difusión atmosférica
- Control de efluentes
- Descargas líquidas y gaseosas
- Usos de la tierra, del agua, actividades pesqueras y recreativas
- Cálculo de dosis
- Hitos significativos con potencial impacto sobre la actividad liberada

La estimación del impacto radiológico para la OLP de la CN Cofrentes realizado en la revisión 1 del EIR muestran los siguientes resultados:

- La dosis efectiva debida a los efluentes líquidos obtenida con el término fuente de diseño es de 0,82 μSv que representa un pequeño porcentaje (4 %) respecto de la contribución de 20 μSv de la Restricción Operacional de Dosis establecida en el MCDE para los efluentes líquidos. Siendo la dosis efectiva obtenida con el término fuente medio, 0,087 μSv , aproximadamente un orden de magnitud inferior del valor máximo al obtenido con el término fuente de diseño.
- La máxima dosis equivalente a la piel obtenida, 2,57E-04 mSv, representa un 5E-04 % respecto del límite de dosis al público establecido en el apartado 5.6.2.2 de las ETFM (50 mSv).
- La dosis efectiva debida a los efluentes gaseosos, obtenida con el término fuente de diseño, (47,8 μSv) representa el 60 % respecto de la contribución para los efluentes gaseosos a la restricción operacional de dosis (80 μSv), establecida en el MCDE. La dosis efectiva obtenida para el caso con el término fuente medio, 21,4 μSv , es algo menos de la mitad del valor máximo obtenido.
- Las dosis estimadas para el conjunto de los efluentes líquidos y gaseosos para el individuo crítico para la operación a largo plazo están por debajo de la restricción operacional de dosis (0.1 mSv/a) establecida en el MCDE.
- La dosis a la población residente en el radio de 30 km de la central para el año 2016 es de 3,57 mSv-persona que considerando la población estimada de 21.772 personas para dicho año, da una dosis promedio de 1,64E-01 μSv . El vertido de efluentes gaseosos contribuye

al 99,3% de la dosis efectiva total por la emisión de efluentes líquidos y gaseosos, siendo el consumo de vegetales (considerando hoja ancha y sin hoja) la vía que más contribuye a la dosis (72%). A partir del año 2025 se observa un aumento de la dosis colectiva que es proporcional al incremento de la población, siendo los valores obtenidos de: 3,61 mSv-persona (2025), 3,79 mSv-persona (2035) y 4,37 mSv-persona (2045).

Las conclusiones de la evaluación realizada por el área AEIR son las siguientes:

- El EIR ha incorporado en su revisión 1 las modificaciones y aclaraciones derivadas de la evaluación de la revisión 0 del documento (Informe de referencia CSN/NET/AEIR/COF/2002/430) y transmitidas en la PIA, por lo que se considera que el contenido del documento es adecuado.
- La metodología y parámetros utilizados en el cálculo del impacto radiológico al público desarrollado en el Estudio de impacto radiológico, son adecuados y coherentes con los establecidos por el área AEIR.
- Las dosis estimadas debidas a la actividad emitida en los efluentes líquidos y gaseosos, como consecuencia de la operación a largo plazo, cumplen con las restricciones de dosis establecidas en el MCDE y con los límites de dosis recogidos en la normativa española.
- El incremento de la dosis colectiva en los años (2025, 2035 y 2045) es prácticamente lineal con el incremento de la población manteniéndose la dosis por el vertido de los efluentes líquidos y gaseosos al individuo medio de la población en el entorno de 30 km de la central, inalterable a lo largo de los años.

Por otra parte, de la evaluación realizada de la revisión 1 del EIR se han identificado algunas cuestiones y erratas que deberán ser tenidos en cuenta cuando se presente la revisión 2 del documento. Dichos aspectos son los siguientes:

- En relación con las vías potenciales mencionadas en el apartado 6.1.1 se considera más adecuado que dichas vías se identifiquen como tales y no como “sucesos”. En este sentido la denominación en el EIR de las vías potenciales debe ser la del MCDE según se indica a continuación:
 - Sistema de refrigeración de componentes con agua de servicio esencial asociada a la pérdida de la integridad de los componentes a los que este sistema refrigera.
 - Canal de circulación asociada a la pérdida de la integridad de los tubos del condensador a los que este sistema refrigera.
 - Red de drenajes de pluviales.
- Se eliminará del apartado 6.1.1.1. “Datos históricos de efluentes líquidos. Isotópico medio y envolvente”, las referencias a las emisiones por la chimenea del L05 y del P38.
- En relación con el contenido del apartado 6.1.2. “Vías de emisión de efluentes gaseosos”, se debe modificar la redacción del mismo de forma que se identifiquen claramente cuáles son las vías de emisión significativas de los efluentes gaseosos.
- Se especificará que el análisis de la actividad liberada en los efluentes líquidos y gaseosos asociadas a las diversas situaciones operativas que se han producido desde el inicio de operación de la central ha permitido verificar que el isotópico utilizado en los cálculos del

EIR es representativo de todos los años de operación de la central, ya que no ha habido años con circunstancias operativas más desfavorables, o que en caso de haberlas habido, se han implantado los medios para que las mismas no se volvieran a producir.

En respuesta a lo identificado por la evaluación, el titular ha asumido en su Informe de Compromisos el compromiso OLP-COF-C-01-I, para contemplar los citados aspectos en la revisión 2 que se realice del EIR. Plazo de implantación: revisión 2 del Estudio de Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo, cuyo envío está asociado a la revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.

3.8.4.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

(IEV de ref. CSN/IEV/AVRA/COF/2010/1292)

El área AVRA ha evaluado la revisión 1 del EIR en el ámbito de sus competencias, esto es, ciertos aspectos complementarios que son utilizados en el cálculo de dosis que se realiza en el EIR: demografía, usos de la tierra y usos del agua. Asimismo, en la evaluación de AVRA del FS 14 de la RPS se analizaron las potenciales implicaciones de las conclusiones del EIR a corto y largo plazo en el PVRA.

A continuación se exponen las conclusiones de la evaluación realizada:

- El documento presentado por CNC tiene una estructura general acorde con lo establecido en el procedimiento PA.IV.17 “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las CC.NN” Rev. 0. Asimismo, la estructura detallada del documento se ajusta al presentado en el documento “Estudio de Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo en la central nuclear de Santa María de Garoña”, acordado con el CSN según lo recogido en el acta de reunión de referencia CSN/ART/CNSMG/SMG/0707/5, y que ha servido de modelo para la elaboración de los estudios de impacto radiológico asociados a la operación a largo plazo del resto de centrales. Por ello, se considera que la estructura y contenido del documento son aceptables.
- Dado que el estudio demográfico realizado en el EIR se basa en:
 - Datos de población provenientes de fuentes oficiales.
 - Una proyección a futuro de los datos, seleccionando entre las tres estimaciones estadísticas utilizadas la más fiable de acuerdo a los coeficientes de correlación.
 - Una distribución por municipios y trapecios en los que se divide la zona de estudio y en la que se desarrolla el PVRA.

La evaluación considera que los resultados son adecuados para su uso en la estimación de dosis durante el periodo de OLP.

- La evaluación considera que los valores de producción agrícola y ganadera estimados para los años 2016 y los periodos OLP en el EIR para su utilización en la estimación de dosis durante el periodo de OLP son adecuados dado que:
 - Se utilizan datos de fuentes oficiales.

- La proyección a futuro se realiza mediante una extrapolación de los datos correspondientes al periodo 1982-2009.
 - La distribución por trapecios se hace sobre la base de la producción por municipios y el porcentaje del territorio de los municipios por trapecio.
- La evaluación considera que el análisis realizado sobre los diferentes usos del agua en la zona de estudio en el EIR es adecuada al utilizar datos de fuentes oficiales y realizar estimaciones conservadoras en todos los casos.

3.8.5 Propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado correspondiente a la operación a largo plazo

Con fecha 19 de marzo de 2018, el Minetad remitió al CSN, carta de referencia CN-COF/AM/180319, la documentación preceptiva para la renovación de la Autorización de Explotación que debe enviarse tres años antes de la expiración de la autorización vigente, para un periodo que comprende la entrada en la operación a largo plazo de la instalación. Entre dicha documentación figura la propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos correspondiente a la operación a largo plazo. El titular envió el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRyCG) (DOE-07) vigente en ese momento, revisión 9 del documento, que ya contemplaba las líneas de actuación para la operación a largo plazo.

Posteriormente a dicho envío, en junio de 2019, CNC emitió la revisión 10 del PGRRyCG. Dicha revisión consistió en una actualización general del documento por actualización, entre otros, de los documentos soporte, de las tablas de inventarios de residuos y previsiones de generación de los mismos, y la indicación de previsión de entrada en vigor del ATI. Esta Rev. 10 del DOE-07 fue remitida al CSN el 03/07/19, nº registro entrada 43221, una vez se puso en vigor, ya que no requería apreciación favorable previa.

Por otra parte, en julio de 2019 se recibió en el CSN, procedente del Miteco, la solicitud de autorización nº 19/01 de "Puesta en servicio del Almacén Temporal Individualizado (ATI) de C.N. Cofrentes", que incorpora la propuesta de cambio PC 02/19 al DOE-07 "Incorporación de modificaciones debidas a la puesta en servicio del almacén temporal individualizado", para la cual se solicitó Apreciación Favorable del CSN, estando la evaluación de la misma en curso.

En febrero de 2020, tras la evaluación del PGRRyCG por parte de las áreas ARAA (nota de evaluación CSN/NET/ARAA/COF/1912/428) y ARBM (nota de evaluación CSN/NET/ARBM/COF/1901/393), el CSN emitió la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10 en la que se solicita que CNC presente, junto con la solicitud de renovación de la AE, una propuesta de actuación para la revisión del DOE-07 para la Operación a Largo Plazo, que recoja los aspectos que indica la propia carta, llevando a cabo esta actuación en un plazo de 2 meses desde la presentación de la citada solicitud.

En virtud de lo anterior, con fecha 25/05/20, se recibió en el CSN, número de registro de entrada 42906, la carta de CNC de ref. *2099983301226* por la que se solicita la apreciación favorable de la propuesta de cambio al PGRRyCG Rev. 10 PC-01/20 "Modificaciones relativas

a la operación a largo plazo de acuerdo a lo solicitado por el CSN en la carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10", revisión 0.

Con fecha 03/12/2020, CNC remitió al CSN, nº de registro de entrada 47072, la revisión 1 de su solicitud, dando resolución a los comentarios recibidos de la evaluación del CSN a la revisión 0.

No obstante, si bien la presentación de esta solicitud de apreciación favorable por parte del CSN de la propuesta de cambio PC-01/20 al PGRRyCG es acorde a lo establecido en la instrucción técnica complementaria nº 4 asociada a la AE vigente, la evaluación del CSN consideró oportuno requerir al titular que sometiese la citada propuesta a un proceso de autorización ministerial, por considerar que así es como queda establecido en la Orden ETU/609/2017, de 21 de junio, que modifica la Orden Ministerial ITC/1571/2011, de 10 de marzo, por la que se concede la Autorización de Explotación vigente, de rango superior a la ITC. En consecuencia, con fecha 19 de enero de 2021, se recibió en el CSN, nº de registro de entrada 40287, procedente de la DGPEM del Minetard, la petición de informe preceptivo sobre la aprobación de dicha propuesta de cambio al PGRRyCG, en su revisión 1.

El contenido técnico de la propuesta no se ve afectado, tratándose de un aspecto formal relacionado con la tramitación de la solicitud.

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación de esta propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado, correspondiente a la operación a largo plazo son ARAA y ARBM. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.8.5.1 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Alta Actividad (ARAA)

(IEV de ref. CSN/IEV/ARAA/COF/2011/1303)

El área ARAA ha evaluado la propuesta del titular PC-01/20 de revisión del PGRRyCG Rev.10 para la operación a largo plazo, en aquellos aspectos dentro del ámbito de sus competencias.

Tras la evaluación inicial de la documentación, ARAA elaboró la NET de ref. CSN/NET/ARAA/COF/2006/444 recogiendo la petición adicional tanto de aspectos relacionados con el PGRRyCG como con los FS de la RPS dentro de su alcance de evaluación, emitiendo el CSN la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25 "CN Cofrentes. Petición de Información Adicional relativa a la RPS en cuanto a aspectos de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado". CNC dio respuesta a la misma mediante el informe RPS-COF-IN-0035.

En lo que concierne a los aspectos de la PIA relativos al PGRRyCG, si bien para la mayoría de ellos la respuesta fue considerada satisfactoria, ARAA identificó ciertos temas que requerían mayor clarificación por parte del titular, los cuales fueron transmitidos mediante correo electrónico de fecha 14/09/20, y respondidos por el titular mediante correo electrónico de fecha 18/09/20. Posteriormente, se mantuvo una reunión telemática con el titular el 28/09/20 para concretar el cierre de los aspectos pendientes.

Como consecuencia de este proceso, el titular ha planteado propuestas de cambios a hojas del PGRRYCG, que han sido considerados oportunos por ARAA, y ha asumido en su Informe de Compromisos los compromisos siguientes:

- Compromiso RPS- COF-C-01-45-D, para incorporar en la revisión 1 del informe de análisis de la RPS del FS 1 la información reflejada en el informe de repuesta a la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/2006/25 sobre cómo se ha llevado a cabo durante el periodo de la RPS el cumplimiento con las instrucciones CSN/IT/DSN/08/92 y CNCOF/COF/SG/11/07, así como el resto de información que se ha ampliado como respuesta a las cuestiones planteadas por el área ARAA en la PIA, tanto en dicho informe como en el correo electrónico de fecha 18 de septiembre de 2020. Plazo de implantación: revisión 1 de la documentación asociada a la RPS. La evaluación considera este compromiso aceptable.
- Compromisos: RPS-COF-C-01-43-P/I, relativo al establecimiento de control administrativo de posiciones libre en piscinas de combustible gastado, y RPS- COF-C-01-44-F, sobre actividades de formación. Ambos compromisos han sido recogidos y tratados en más detalle en el apartado de esta PDT correspondiente a la evaluación del FS 1 por el área ARAA.

De este proceso de evaluación cabe destacar, adicionalmente a los aspectos que han dado lugar a los compromisos adquiridos, los siguientes temas:

- La evaluación manifestó al titular que debería mejorar el proceso de documentación de los proyectos o actividades relacionadas con la caracterización y gestión del combustible gastado, al objeto de tener una visión de conjunto sobre el estado de inspección del combustible gastado y los residuos especiales (en cuanto al inventario inspeccionado, las posibles defectologías y el número de elementos afectados por cada una de ellas) de cara a su caracterización y posterior carga en contenedores.

En su respuesta a la PIA, CNC refleja que se está elaborando una guía donde se describen los contenidos de cada informe y cómo se estructura la información que soporta la clasificación de elementos. También se indica, en relación al estado de inspección, que el informe de post-irradiación incluye un apartado por defecto con el estado de los elementos y que en los anexos se incluyen las tablas resumen de todo el inventario, lo cual ha sido considerado aceptable por parte de ARAA.

- En la PIA emitida se solicitaba al titular que aclarase las discrepancias encontradas entre los datos de posiciones libres indicados en la propuesta de cambio del PGRRYCG y los datos recabados por ARAA durante la inspección realizada en febrero de 2020.
- Este asunto se trató paralelamente durante la evaluación de ARAA del FS 1, ya que, en relación con el documento “Plan Director Combustible Usado C.N. Cofrentes. Ciclo 22”, se solicitó al titular que explicase la información del mismo en relación con cuál es el estado de ocupación de la piscina de almacenamiento de combustible de la central y que enumerase las actuaciones necesarias para mantener disponibles las posiciones requeridas para no condicionar la operación de la central durante la operación a largo plazo.

El titular respondió que la situación actual de piscinas a fecha de 31 de julio de 2020:

Tabla Estado Racks Piscinas

POSICIONES TOTALES	5408
Posiciones inaccesibles	4
POSICIONES ACCESIBLES	5404
Reserva núcleo	624
POSICIONES UTILES	4780
ECs en piscina (julio 2020)	4736
Residuos especiales (julio 2020)	10
Componentes operativos (julio 2020)	6
Canales en piscina (julio 2020)	17
POSICIONES LIBRES (C22)	11

CNC indicaba al respecto que, por tanto, el total de posiciones consideradas como disponibles actualmente para el almacenamiento de elementos combustibles es de 44, ya que tanto residuos especiales, como componentes operativos y canales pueden ser reubicados en otras posiciones de almacenamiento (racks especiales y colgadores). Y añadió que para mantener adecuadamente las posiciones libres necesarias en piscina durante la operación a largo plazo, se necesitan las siguientes acciones:

- Primera campaña de carga de cinco contenedores HI-STAR 150 durante el 2T de 2021
- Segunda campaña de carga de cinco contenedores HI-STAR 150 durante 1T de 2023
- Tercera campaña de carga de cinco contenedores HI-STAR 150 durante 4T de 2024

ENRESA va a contratar en estos momentos el suministro de un total de 15 contenedores del tipo HI-STAR 150 por lo que a partir de la campaña de 2024 no se conocen cuáles son las previsiones de ENRESA en cuanto al número y al modelo de los contenedores a utilizar en CN Cofrentes. En cualquier caso, el ATI de la central tiene capacidad para un total de 24 contenedores, lo que permitiría alcanzar la fecha prevista de cese definitivo de la planta de noviembre de 2030 sin más actuaciones adicionales.

La valoración del CSN de esta información fue la no aceptación de la respuesta, ya que para ARAA las posiciones libres en las PCG y por lo tanto disponibles en esa fecha son 11, y no 44 como consideraba el titular, independientemente de que las posiciones que están ocupadas actualmente por residuos especiales, componentes operativos o canales para el almacenamiento de elementos combustibles puedan ser ocupadas por elementos combustibles una vez retirados aquellos y almacenados en otro lugar. Las posiciones de piscina que están ocupadas por canales no pueden ser consideradas como disponibles. Lo estarán cuando se hayan retirado los canales. Hasta entonces, la situación reflejada en las tablas seguirá sin ser una realidad, como el titular indica, sino una situación potencial. Además, se consideraría una buena práctica tener almacenados los canales en los colgadores, para que el espacio útil en piscinas estuviera reservado exclusivamente para el combustible gastado y los otros residuos especiales que no puedan ser almacenados en otras ubicaciones. Por otro lado, las acciones planificadas se consideran adecuadas.

Esta valoración fue transmitida al titular, quién en respuesta indicó que: “a la hora de clasificar estas posiciones como disponibles, el criterio es el de valorar si se puede contar con esas posiciones en caso de necesitar descargar el núcleo completo a las piscinas de almacenamiento de combustible. En ese sentido, las posiciones ocupadas por canales tienen la consideración de disponibles porque: existen posiciones suficientes en los colgadores de barras de control para dar cabida a todos los canales que hay en piscina y el tiempo necesario para trasladar un canal desde una posición de piscina a un colgador es muy reducido (aprox. 15 minutos). Añadiendo, que en cualquier caso y siguiendo la indicación propuesta por el CSN, se ha procedido a situar todos los canales almacenados en piscina en los colgadores de barras de control.

Finalmente, en la reunión del 28/09/20, el titular manifestó que iba a proceder a aclarar la información reflejada en el PGRRCG de manera que no se contabilizasen como libres posiciones ocupadas temporalmente por residuos especiales, aunque se disponga de otros espacios para almacenarlos y se pudiera sacarlos de la piscina de manera inmediata. A futuro, los informes anuales del PGRRCG también seguirán estos criterios. Estos aspectos han sido recogidos por el titular en la revisión 1 de la solicitud de revisión del PGRRCG, por lo que se considera aceptable.

PROPUESTA DE ITC PARA EL DESARROLLO DE LA CONDICIÓN 3.5 DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN.

La Orden Ministerial de 10 de marzo de 2011 (ITC/1571/2011), por la que se concede renovación de la Autorización de Explotación a la CN Cofrentes, establece en su apartado 3.5 que “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”.

La ITC nº 4 asociada a la AE de CN Cofrentes desarrolla el apartado 3.5, y contiene en los puntos b) y c), requisitos específicos referidos al combustible gastado:

- b) Selección de vías de gestión 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 de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas.

En coherencia con los procesos de renovación de la AE realizados para las centrales Almaraz y Vandellós II, la evaluación propone que la ITC que desarrolle el apartado relativo a las revisiones del Plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado de la condición 3 de la propuesta de “Límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica” asociadas a la renovación de autorización de explotación de CN Cofrentes, incluya los requisitos actuales b) y c) citados mediante la siguiente condición:

“Las modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas, o la selección de vías de gestión de 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.”

3.8.5.2 Área de Gestión de Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (ARBM)

(IEV de ref. CSN/IEV/ARBM/COF/2010/1284)

El alcance de la evaluación han sido las secciones dentro de las competencias de ARBM que se modificarán en el PGRRCG para la OLP, esto es, lo relativo a los residuos de baja y media actividad.

La evaluación del área ARBM se ha centrado en la verificación del cumplimiento del PGRRCG propuesto en la solicitud de CNC con lo establecido en la guía del Consejo GS 9.3 “Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares”. De acuerdo con esta guía, el contenido del PGRRCG se debe basar en los estudios soporte que se indican en la misma y debe incluir:

1. Generación y gestión de los residuos de la instalación.
2. Generación y gestión del combustible gastado en la instalación.
3. Clasificación de la instalación en zonas de residuos.
4. Selección de líneas de actuación previstas.
5. Organización y formación en materia de gestión de los residuos radiactivos.

A continuación se resumen aspectos destacados, resultados y conclusiones de la evaluación.

- 1) En relación con los Estudios Soporte del PGRRCG, la evaluación ha comprobado que se corresponden con los indicados en la GS 9.3.

En el PGRRCG propuesto se ha incluido la referencia al documento 2212-F-20-405134-3 “Plan de minimización de residuos de CN Cofrentes”, dando respuesta así a lo requerido en la PIA CSN/PIA/CNCOF/COF/ 2001/10. El titular debe remitir al CSN este Plan de minimización, así como los estudios soporte que han sido actualizados. Adicionalmente, se debe detallar la revisión en la que se encuentran los Estudios Soporte que sirven de base a la propuesta de PGRRCG-OLP remitida.

- 2) En relación con el apartado de generación y gestión de los residuos de la instalación:

En la propuesta de revisión del PGRRCG-OLP, no se han modificado las categorías de residuos, si bien se han actualizado datos en las fichas descriptivas de los mismos y en la tabla de previsión de generación de residuos en la instalación, que según el titular se corresponden con el programa preliminar de generación de residuos radiactivos de operación para el periodo 2020-2024 que ha remitido a Enresa.

Sin embargo, ni en la Rev. 10 vigente del PGRRCG ni en la propuesta se incluyen datos sobre las categorías de aceites y similares, fuentes radiactivas encapsuladas fuera de uso ni tierras contaminadas y obra civil. ARBM considera que se debería incluir en el apartado

sobre materiales residuales y en las tablas correspondientes información sobre las categorías de aceites y similares, fuentes radiactivas y tierras contaminadas, en lo referente a generación anual, cantidad almacenada y previsión de generación, o justificar el motivo de su exclusión de estas tablas. Adicionalmente, tampoco se incluye la categoría de residuos Disolventes y similares, que si aparecía en el Rev. 9, por lo que ARBM considera necesario que se justifique su eliminación.

Por último, en los años 2011 y 2019, CN Cofrentes contrató con Cyclife Sweden AB el envío de varios equipos metálicos a su instalación en Suecia para su fundición, retornando a la central los residuos secundarios generados en el proceso (para su acondicionamiento de cara a su almacenamiento definitivo en El Cabril) y los ingotes metálicos procedentes de la fundición que superen los niveles de desclasificación requeridos en Suecia. Estos residuos no se incluyen dentro de ninguna de las categorías de las presentadas en el PGRR-OLP. ARBM considera, por lo tanto, que se deben incluir entre las categorías de residuos que deben ser gestionados por el titular los resultantes o previstos como consecuencia de la fundición de equipos metálicos, sus cantidades, características y nivel de gestión aplicado. Se revisarán los Estudios Soporte en los aspectos relacionados con la gestión de estos residuos. Se incluirá una ficha de material residual específica para grandes piezas y equipos metálicos en la que se informará de sus características, cantidad existente y modalidades de gestión implantadas y previstas.

En cuanto a las modalidades de gestión implantadas actualmente en CN Cofrentes no hay cambios en la propuesta de PGRR para la operación a largo plazo.

No obstante, en la nueva propuesta no se incluye ninguna información sobre los posibles rechazos de aceites para la desclasificación, la cual si aparecía en la revisión 9 del PGRRyCG, por lo que ARBM considera que se debe indicar el motivo de esta eliminación o se vuelva a incluir la información sobre la gestión de los rechazos de desclasificación.

El listado de procedimientos internos que aplican a la gestión de los materiales residuales con contenido radiactivo no ha sufrido cambios en la propuesta revisión del PGRR-OLP.

En relación con acuerdos o contratos con gestores externos, no se incluye en este apartado del PGRRyCG ninguna información sobre el contrato con Cyclife Sweden AB, para la fundición de calentadores, antes citado. ARBM considera, por tanto, que se debe incluir en este apartado la información sobre los contratos de gestión de residuos radiactivos con gestores externos adicionales a los ya existentes, como es el caso de la fundición de calentadores en Studsvik.

3) En relación con la clasificación de la instalación en zonas de residuos:

En la propuesta de revisión del PGRR-OLP, se modifica la metodología de clasificación en zonas de residuos, quedando de la siguiente manera:

- De manera general todas aquellas zonas clasificadas como zonas controladas, son zona de residuos radiactivos (ZRR).

En el caso particular de las zonas controladas ubicadas en exteriores cuya clasificación radiológica viene determinada únicamente por la influencia debida a la presencia de edificios cercanos se analizará y valorará una a una y, en función de la presencia o ausencia de riesgo de generar residuos radiactivos o materiales residuales con

contenido radiactivo o dispersión de la contaminación radiactiva, se determinará su clasificación como ZRR o ZRC.

- Se clasificarán como Zonas de Residuos Convencionales (ZRC) las Zonas de Libre Acceso.
- En el caso particular de las Zonas Vigiladas se analizarán una a una y, en función del riesgo de dispersión de contaminación, se determinará su clasificación como ZRR o ZRC. En el Anexo 1 de la propuesta de PGRR-OLP se detalla la clasificación de las zonas vigiladas como ZRR o ZRC.

Se incluye en este apartado además la tabla con la clasificación de zonas por edificios.

La clasificación propuesta por el titular está de acuerdo con los criterios de la GS 9.3, por lo que se considera adecuada.

En este apartado se incluye, asimismo, la información al respecto de: los controles realizados en los residuos convencionales para su salida de la instalación, el control de la clasificación de zonas y su evolución, el tratamiento de incidencias en la clasificación de zonas, los planos de situación actualizados de aquellos edificios en los que coexisten ZRR y ZRC, se incluyen los planos de exteriores en los que se sitúan las ZRR en exteriores, los procedimientos que aplican a la gestión de zonas, y el listado de equipos de utilizados para la gestión de los residuos y de las zonas de residuos

La evaluación considera adecuado el apartado sobre la clasificación de la instalación en zonas de residuos, con los cambios incluidos en la propuesta de PGRR-OLP.

- 4) En relación con la selección de las líneas de actuación previstas, de acuerdo con la información presentada en el PGRRyCG, todas las categorías de residuos tienen una gestión implantada, a excepción de las fuentes radiactivas fuera de uso, que no puedan ser acondicionadas en bultos aceptables en El Cabril y cuya previsión de gestión se indica en este apartado, por medio de la edición de la documentación que corresponda.

No se menciona sin embargo, dentro de los sólidos heterogéneos no compactables, la gestión que ya se ha llevado a cabo consistente en el tratamiento de equipos metálicos mediante su fundición en las instalaciones de Cyclife Sweden AB. Como ya se ha mencionado en apartados anteriores, se debe incluir información sobre esta modalidad de gestión y si se tiene previsto realizar nuevos contratos con esta empresa para la gestión de chatarras metálicas, incluirla en este apartado.

- 5) En relación con la organización y formación en materia de gestión de los residuos radiactivos, se indican, en este apartado del PGRRyCG las funciones de las distintas unidades relacionadas con la gestión de los residuos radiactivos sólidos de forma genérica, pero no queda claro, quién se encarga, por ejemplo del mantenimiento de los sistemas de residuos radiactivos, del control de los inventarios y de los almacenes de residuos, del control del proceso de desclasificación, de los controles sobre los movimientos de materiales entre distintas zonas de la central (ZRR-ZRC) o del control de la clasificación de materiales impactados-no impactados.

ARBM considera, por lo tanto, que en este apartado se deberán especificar con más detalle las funciones específicas de cada área en el proceso de gestión de los residuos radiactivos, incluyendo concretamente: el mantenimiento de los sistemas de residuos

radiactivos, el control de los inventarios y de los almacenes de residuos, el control del proceso de desclasificación, la clasificación en zonas de residuos y los controles sobre los movimientos de materiales residuales entre distintas zonas de la central (ZRR-ZRC) y el control de la clasificación de materiales impactados-no impactados.

Como resultado del proceso de evaluación, CNC ha presentado la revisión 1 de la solicitud apreciación favorable de la propuesta de cambio al PGRRCG.

El área ARBM ha llevado a cabo una evaluación de esta revisión 1 de la solicitud, que se recoge en la nota CSN/NET/ARBM/COF/2012/465, al objeto de verificar si en la nueva revisión se ha dado resolución a las conclusiones de su evaluación sobre la revisión 0.

ARBM concluye que se considera que la revisión 1 de la propuesta de cambio del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado para la operación a largo plazo, es aceptable, si bien se debe requerir al titular que modifique el PGRRCG antes de que se reciban en la instalación los residuos secundarios de la fundición de metales que están previstos, para incluir la información sobre su naturaleza, características y modalidad de gestión, de acuerdo con lo que se determina en la Guía de Seguridad 9.3 del CSN.

PROPUESTA DE INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN.

La Instrucción Técnica Complementaria (ITC) 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 vigente establece en qué condiciones las revisiones del PGRRCG requieren apreciación favorable. Fruto de la experiencia del periodo de evaluación y con objeto de mejorar el proceso de revisión del PGRRCG, se propone cambiar la redacción de dicha ITC como sigue:

Instrucción Técnica Complementaria nº X asociada a la Condición XX del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

El Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG) deberá ser revisado por el titular en las siguientes circunstancias:

- 1. Cuando en la instalación se prevea generar y clasificar en un nivel 3 de gestión un nuevo tipo de residuo, es decir, aquel que difiera en su origen, naturaleza o características físico-químicas relevantes, de los incluidos en la revisión en vigor del PGRRCG y GC.*
- 2. Cuando se prevea que determinadas cantidades o la totalidad de un tipo de residuo incluido en la revisión vigente del PGRRCG, vaya a ser transferido a otra entidad para su tratamiento fuera de la instalación mediante el establecimiento de un nuevo acuerdo contractual.*
- 3. Cuando un tipo de residuo que se encuentre en un nivel 2 de gestión, de acuerdo con la revisión en vigor del PGRRCG y GC, pase a encontrarse en un nivel 3 de gestión.*

4. *Cuando se produzca la evolución definitiva de una Zona de Residuos Convencionales (ZRC) a una Zona de Residuos Radiactivos (ZRR).*

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRR y CG) requieren de la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

1. *Las modificaciones que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como Zona de Residuos Radiactivos (ZRR) a una zona clasificada como Zona de Residuos Convencionales (ZRC).*
2. *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.*
3. *Cuando se prevea suprimir algún tipo de residuo incluido en la revisión vigente del PGRR y CG, salvo que se deba a que ya no se prevea su generación y siempre que no se disponga en la instalación de cantidades almacenadas de este tipo de residuo.*

3.9 Evaluación del cumplimiento de los límites y condiciones e ITC asociadas a la AE vigente

El Jefe de Proyecto de CN Cofrentes ha revisado el estado de cumplimiento de los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica y de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la concesión de la AE vigente para la central nuclear Cofrentes, así como de otras ITC emitidas por el CSN durante el periodo de vigencia de la autorización. La evaluación realizada se ha recogido en el informe de ref. CSN/IEV/CNCOF/COF/2011/1308.1.

Dentro del paquete documental de la Revisión Periódica de la Seguridad en la solicitud de la renovación de la AE, el titular ha incorporado información sobre el cumplimiento de las Condiciones e ITC, concretamente, el Anexo 1.4 “Cumplimiento con las Instrucciones Técnicas Complementarias a la Autorización de Explotación en el periodo RPS 2010-20” y el Anexo 1.5 “Cumplimiento con las Instrucciones Técnicas del CSN en el periodo RPS” del documento de análisis del Factor de Seguridad FS 1 Diseño de la central (ref.: RPS-COF-IN-0001).

Procede mencionar que se ha establecido como objeto de evaluación, en general, el Condicionado e ITC asociadas al mismo, junto con el resto de ITC emitidas en el periodo de vigencia de la autorización, por tratarse de requisitos asociados a la renovación de la AE y ser requisitos de alto rango. Las instrucciones técnicas (IT) que pueden emitir directamente las direcciones técnicas se restringen a supuestos muy concretos, y, en general, de menor nivel que los requisitos que se recogen en una ITC, por lo que, de la experiencia acumulada hasta la fecha, se considera que no aportaría un valor añadido relevante extender el objeto y alcance de este ejercicio de carácter global a las IT, dado que las respuestas a las IT por los titulares tienen su propio proceso de seguimiento, que, por lo general, descansa fundamentalmente en el área o áreas origen de la instrucción.

Por lo anterior, en el caso de CN Cofrentes se ha considerado adecuado seguir el criterio general adoptado hasta la fecha para las renovaciones de la AE de otras centrales y centrar la evaluación en el condicionado y las ITC emitidas durante la autorización vigente.

Las áreas evaluadoras del CSN han incluido, en líneas generales, en el alcance de sus evaluaciones la comprobación de la información aportada por el titular en cuanto al cumplimiento con las ITC durante el periodo de vigencia de la AE, en lo concerniente a sus ámbitos de competencias. En este sentido, el informe CSN/IEV/CNCOF/COF/2011/1308 es complementario y recoge, cuando existen, las conclusiones extraídas sobre este aspecto por las áreas especialistas del CSN en sus evaluaciones.

Para la realización de esta revisión se ha tenido en cuenta la información disponible en la Subdirección de Instalaciones Nucleares (SCN), obtenida del seguimiento de los requisitos exigidos al titular, así como la información proporcionada por el titular en el ámbito de la RPS.

El alcance de la evaluación realizada ha sido la revisión del estado de cumplimiento de:

- a) Los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica asociadas a la concesión de la Autorización de Explotación vigente.
- b) Las instrucciones técnicas complementarias asociadas a la concesión de la Autorización de Explotación vigente.
- c) Las instrucciones técnicas complementarias relativas a modificaciones de las ITC asociadas a la AE vigente.
- d) Las instrucciones técnicas complementarias post- Fukushima.
- e) Resto de instrucciones técnicas complementarias emitidas durante el periodo de vigencia de la AE.
- f) Acciones asociadas a la condición 7 de la AE vigente

En relación con este último punto f), si bien no ha sido objeto de la evaluación específica dentro de este proceso de revisión el análisis detallado de cada uno de los compromisos y su tratamiento por el titular, sí se ha verificado que el titular ha aportado respuesta a cada una de las acciones comprometidas, y así mismo se ha comprobado que no se han detectado incumplimientos como resultado del proceso de supervisión que las diferentes áreas del CSN han llevado a cabo en el ámbito de sus competencias a lo largo del periodo de vigencia de la autorización de explotación.

Tras la emisión de las ITC asociadas a la concesión de la AE vigente (ITC nº 1 a nº 14), el CSN ha emitido para la central nuclear Cofrentes un total de 19 ITC, que son a las que se hace referencia en los apartados c), d) y e). A modo de resumen, de estas 19 ITC, 14 son genéricas y 5 son específicas para CN Cofrentes (si bien esta distinción entre ITC genéricas y específicas es puramente administrativa; en realidad, 4 de las ITC “específicas” responden a temas comunes con el resto de centrales nucleares en operación; y para el resto de las centrales se han emitido ITC análogas; únicamente la ITC CSN/ITC/SG/COF/13/02, sobre el venteo filtrado

de la contención, es exclusiva para la central nuclear Cofrentes). Una de estas ITC es complementaria a la Autorización de Protección Física de la central, y se ha incluido en la evaluación dado que la renovación de la Autorización de Protección Física se dictamina conjuntamente con la renovación de la Autorización de Explotación.

De la revisión realizada, la evaluación concluye que se puede considerar que todas las acciones requeridas en las ITC han sido cumplidas, no constando ningún incumplimiento de los límites y condiciones asociados a la AE vigente ni de los requisitos de las ITC emitidas por el CSN para la central.

3.10 Hallazgos de evaluación: NO

3.11 Deficiencias de evaluación: SI

Las áreas GEMA e IMES, asignadas a la evaluación del documento PIEGE, consideran que la calidad de la documentación inicial presentada por el titular en su solicitud ha sido baja: información escasa en el documento PIEGE; incoherencia entre los documentos soporte de metodología y los documentos soporte de desarrollo, y entre los propios documentos de desarrollo; discrepancias que afectan al proceso de análisis por áreas de los cables y conexiones eléctricas, identificación de los AEFT aplicables a fatiga de la lámina metálica de la contención (contención metálica), juntas flexibles de las penetraciones mecánicas y tubo de transferencia y grúa de cofres del edificio de combustible; así como imprecisiones y errores en el texto.

En base a ello, las áreas intervinientes en la evaluación, en cumplimiento del procedimiento del CSN PG.IV.08, han identificado estos aspectos como una deficiencia de evaluación, aunque se valora que este hecho no ha afectado a la seguridad sino sólo a la calidad de la propuesta.

3.12 Discrepancias respecto de lo solicitado: NO

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1. Aceptación de lo solicitado: SI

Se propone informar favorablemente la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la central nuclear Cofrentes, y asociar a la misma los límites y condiciones incluidos en el Anexo I y las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo II de la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

Conjuntamente, se propone informar favorablemente la solicitud de autorización de la propuesta PC-01/20 "Modificaciones relativas a la operación a largo plazo de acuerdo a lo solicitado por el CSN en la carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10" Rev. 1, de revisión del Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado asociado a la operación a largo plazo, que constituirá la revisión 11 del mismo.

4.2. Requerimientos del CSN: SI

Se propone asociar a la nueva Autorización de Explotación los límites y condiciones, así como las Instrucciones Técnicas Complementarias, incluidos en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

Adicionalmente, en el Anexo III se incluye la carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, identificando aspectos documentales que el titular deberá incluir en la revisión de la documentación presentada en apoyo de la solicitud.

Relación de condiciones incluidas en el Anexo I.

- Las seis primeras condiciones se refieren a requisitos de tipo genérico para todas las centrales nucleares, tales como: identificación del titular y explotador responsable, potencia máxima autorizada, documentos oficiales de explotación de la central y su trámite de modificación, informes anuales requeridos, salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento y requisitos para solicitar el cese de la explotación.
- Condición 7; se refiere a los resultados de la evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad y del resto de la documentación presentada con la solicitud: cumplimiento de las propuestas de actuación del titular, de los compromisos adquiridos por el titular (incorporando las modificaciones a dichos compromisos que el CSN ha introducido en algunos casos), de los programas de mejora de la seguridad y de otras acciones adicionales que el CSN requiere mediante ITC.
- Condición 8; relativa a riesgos internos y, en concreto, a la protección contra inundaciones internas y aspersión.
- Condición 9; se refiere a las acciones relacionadas con la gestión del envejecimiento y la Operación a Largo Plazo (OLP).

Relación de ITC asociadas a la AE, incluidas en el Anexo II:

- Las dos primeras ITC (CSN/ITC/SG/COF/21/01 y CSN/ITC/SG/COF/21/02) se refieren a requisitos genéricos para todas las centrales nucleares, que desarrollan las condiciones 3 y 4 de la Autorización de Explotación, relativas, respectivamente, a los DOE y su proceso de revisión y al contenido de los informes anuales requeridos.
- CSN/ITC/SG/COF/21/03; se recogen en esta instrucción los requisitos asociados a la condición 7 de la Autorización de Explotación, relativa a las propuestas de actuación derivadas de la RPS y del resto de la documentación presentada con la solicitud: modificaciones en el plazo y/o las acciones de algunos de los compromisos adquiridos por el titular, así como otras acciones adicionales derivadas de la evaluación del CSN.

Así mismo, y con el objeto de realizar un seguimiento eficiente del cumplimiento de los diferentes requisitos derivados de las resoluciones ministeriales y de los incluidos en Instrucciones Técnicas Complementarias e Instrucciones Técnicas, apreciaciones favorables del CSN y compromisos adquiridos por el titular en el marco de los procesos

de licenciamiento a lo largo del periodo de vigencia de la autorización de explotación, se establece el requisito de remitir al CSN, en el primer trimestre de cada año natural, un informe actualizado del estado de cumplimiento de dichos requisitos y compromisos.

- CSN/ITC/SG/COF/21/04; se recogen en esta instrucción los requisitos asociados a la condición nº 8 de la Autorización de Explotación, relativa a la protección contra inundaciones internas y aspersion. Define las acciones para llevar a cabo la revisión de los análisis deterministas de inundaciones internas y aspersion, así como los cambios asociados al Estudio de Seguridad (ES) y al Manual de Protección contra inundaciones.
- CSN/ITC/SG/COF/21/05; se recogen en esta instrucción los requisitos asociados a la condición nº 9 de la Autorización de Explotación, relativa a las acciones relacionadas con la gestión del envejecimiento y con la Operación a Largo Plazo (OLP). Recoge las actuaciones requeridas en relación con el Informe integral del estado de envejecimiento de componentes y estructuras, el Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) y las modificaciones al ES y a las ETFM relacionadas con la gestión del envejecimiento y la OLP.

4.3. Compromisos del titular: SI

Con fecha 18 de diciembre de 2020 el titular ha remitido al CSN la carta de referencia *2099983303014*, que adjunta el informe RPS-COF-IN-0037 “Renovación de la autorización. Informe de compromisos” Rev. 2, donde se recogen los compromisos, comentarios y normas para su adopción como base de licencia adquiridos por el titular, derivados de la evaluación por parte del CSN de la documentación presentada para la renovación de la Autorización de Explotación, que deberá llevar a cabo en cumplimiento de las condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias establecidas por el CSN.

4.4. Recomendaciones del CSN: NO

ANEXOS

ANEXO I. Escrito al Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico sobre la nueva Autorización de Explotación y Límites y Condiciones.

ANEXO II. Carta al titular de CN Cofrentes con la Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a las condiciones de la nueva Autorización de Explotación.

ANEXO III. Carta de la DSN al titular de CN Cofrentes.

ANEXO IV. Escrito al Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico sobre la propuesta PC-01/20 Rev. 1 “Modificaciones relativas a la operación a largo plazo de acuerdo a lo solicitado por el CSN en la carta de referencia CSN/PIA/CNCOF/COF/2001/10” de revisión del Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado asociado a la operación a largo plazo.