

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 Un 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 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, 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

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

3.4.1.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.1.1.1 Aspectos relativos a APS

3.4.1.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

3.4.1.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.1.3 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

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

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

3.4.1.6 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

3.4.1.7 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

3.4.1.8 Área de Garantía de Calidad (GACA)

3.4.1.9 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.1.9.1 Factor de seguridad FS-2

3.4.1.9.2 Factor de seguridad FS-3

3.4.1.9.3 Factor de seguridad FS-4

3.4.1.10 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

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

3.4.1.12 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

3.4.1.13 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

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

3.4.1.15 Área de Planificación de Emergencias (PLEM)

3.4.2 Factor de seguridad 1: Diseño de la central

3.4.2.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.2.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI)

3.4.2.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

3.4.2.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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

3.4.2.4 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

3.4.2.5 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

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

3.4.2.7 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

3.4.2.8 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

3.4.2.8.1 Evaluación general del FS 1

3.4.2.8.2 Evaluación de los sistemas HVAC

3.4.2.8.3 Incertidumbre en la instrumentación de presión del sistema de refrigeración del reactor (RCS) durante el arranque de las bombas (BRR) estando el sistema "sólido"

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

3.4.3.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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

3.4.3.3 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

3.4.3.3.1 Programa de inspección en servicio

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

3.4.3.4 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

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

3.4.3.6 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

- 3.4.4 Factor de seguridad 3: Calificación de los equipos**
 - 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 4: Envejecimiento**
 - 3.4.5.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)**
 - 3.4.5.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)**
- 3.4.6 Factor de seguridad 5: Análisis de seguridad deterministas**
 - 3.4.6.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)**
 - 3.4.6.2 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)**
 - 3.4.6.3 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)**
- 3.4.7 Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad**
- 3.4.8 Factor de seguridad 7: Análisis de riesgos**
 - 3.4.8.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)**
 - 3.4.8.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI)
 - 3.4.8.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas
 - 3.4.8.2 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)**
 - 3.4.8.2.1 Riesgos asociados a sucesos meteorológicos e hidrológicos
 - 3.4.8.2.2 Riesgos asociados a otros sucesos externos y combinación de sucesos
 - 3.4.8.3 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)**
 - 3.4.8.4 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)**
- 3.4.9 Factor de seguridad 8: Experiencia Operativa Interna**
 - 3.4.9.1 Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)**
 - 3.4.9.2 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)**
- 3.4.10 Factor de seguridad 9: Experiencia Operativa Externa**
- 3.4.11 Factor de seguridad 10: Organización, sistema de gestión y cultura de la seguridad**
 - 3.4.11.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)**
 - 3.4.11.2 Área de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF)**
- 3.4.12 Factor de seguridad 11: Procedimientos**
 - 3.4.12.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)**
 - 3.4.12.2 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)**
 - 3.4.12.3 Área de Ingeniería Eléctrica y de Instrumentación y Control (INEI)**
- 3.4.13 Factor de seguridad 12: Factores humanos**
- 3.4.14 Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias**

3.4.15 Factor de seguridad 14: Impacto radiológico al medio ambiente

3.4.15.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.15.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

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

3.4.16.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

3.4.16.2 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

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

3.4.17 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 envejecimiento experimentado por 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 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 gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad (ARBM)

3.9 Hallazgos de evaluación

3.10 Deficiencias de evaluación

3.11 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 de la Transición Ecológica y Reto Demográfico sobre la nueva Autorización de Explotación y Límites y Condiciones

ANEXO II. Carta al titular de CN Vandellós II 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 Vandellós II

ANEXO IV. Escrito al Ministerio de la Transición Ecológica y Reto Demográfico sobre la aprobación de la propuesta PC-06 rev. 3 de Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado (PGRR), asociado a la operación a largo plazo

SUPLEMENTO 1. Estado de cumplimiento de las Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la concesión del Permiso de Explotación vigente

LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS

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

ANAV= Asociación Nuclear Ascó – Vandellós

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

ATC = Almacenamiento temporal centralizado

ATI = Almacenamiento temporal individual

ATRC = Almacén temporal de residuos compactables

ATRS = Almacén temporal de residuos sólidos

ATWS = transitorio previsto sin disparo del reactor

BD = base de diseño

BL = base de licencia

BRR = bomba de refrigeración del reactor

BSS = Basic safety standards

BTP = Branch technical position de la USNRC

BWR = reactor de agua en ebullición

CAE = centro de apoyo en emergencias

CAGE = centro alternativo de gestión de emergencias

CASS = Cast austenitic stainless steel

CAT = centro de apoyo técnico

CCM = centro de control de motores

CCNN = centrales nucleares

CCNNEE = centrales nucleares españolas

CED = condición de extensión de diseño
CFR = Code of federal regulations (de EEUU)
CGD = criterio general de diseño
COMS = sistema de mitigación de sobrepresiones en frío
CRDM = mecanismos de inserción de las barras de control
CSNC = Comité de seguridad nuclear de la central
CSNE = Comité de seguridad nuclear del explotador
DB = documento base de la RPS
DBD = documento de bases de diseño
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
EOA = experiencia operativa ajena
EOE = experiencia operativa externa
EOI = experiencia operativa interna
EPRI = Electrical power research institute
ER = proceso de fiabilidad de equipos
ES = Estudio de seguridad
ESC = estructuras, sistema y componentes
ETF = Especificaciones técnicas de funcionamiento
ETF = Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas
FAC = flow accelerated corrosión
FDN = frecuencia de daño al núcleo
FLEX = diverse and flexible mitigation capability strategy
FS = factor de seguridad (de la RPS)
FSG = FLEX support guidelines

GALL = Generic aging lessons learned (USNRC)
GAP = Guías de emergencia en parada
GDE = generadores diésel de emergencia
GEDE = Guías de emergencia de daño extenso
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
GV = generador de vapor
HCLPF = high confidence of low probability of failure
HVAC = calefacción, ventilación y aire acondicionado
I&C = instrumentación y control
ICA = informa de calificación ambiental
ICRP = International commission of radiological protection
IEV = informe de evaluación
IN = Nota informativa de la USNRC
INPO = Institute of nuclear power operations
IPEEE = Individual plan examination of external events
IS = Instrucción del IS
ISI = inspección en servicio
ISN = informe de suceso notificable
ISOE = Information system on occupational exposure
ISS = informe de salud de sistema
IT = Instrucción técnica
IT = Instrucción técnica complementaria
LBB = leak before break
LID = límite inferior de detección
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
MIC = corrosión microbacteriana

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 PCI
MPCINU = Manual de protección contra inundaciones internas
MPR = Manual de protección radiológica
MRO-PCI = Manual de requisitos de operación de PCI
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
NN = nueva normativa
NPP = nuclear power plant
OBE = terremoto base de operación
OIEA = Organismo internacional de la energía atómica
OLP = operación a largo plazo
ORE = organización de respuesta en emergencia
OSART = Operational safety review team (misión OIEA)
PAC = Programa de acciones correctoras
PAMGS = Plan de Acción de Mejora de Gestión de la Seguridad
PAR = recombinaidores de hidrógeno autocatalíticos pasivos
PBI = Plan base de inspección
PCG = piscina de almacenamiento del combustible gastado
PCI = protección contra incendios
PDM = propuesta de mejora
PDT = propuesta de dictamen técnico
PEI = Plan de emergencia interior
PENTA = Plan de energía nuclear de la provincia de Tarragona
PGE = Programa de gestión del envejecimiento

PGRR = 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 = precipitación máxima probable

PMRR = Plan de minimización de residuos radiactivos

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

PROCURA = Plan de refuerzo organizativo, cultural y técnico

PVCA = Programa de vigilancia de condiciones ambientales

PVRA = Programa de vigilancia radiológica ambiental

PVRE = Programa de vigilancia radiológica exterior

PWR = reactor de agua a presión

PWROG = grupo de propietarios de centrales PWR

PWSCC = primary water stress corrosion cracking

PZR = presionador

RAEX = renovación de la AE

RMBA = residuos radiactivos de baja y media actividad

RCS= sistema de refrigerante del reactor

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
RS = relacionado con la seguridad
RSN = Reglamento de seguridad nuclear
RV = requisito de vigilancia de las ETF
RWST = tanque de almacenamiento de agua de recarga
SALTO = Safety aspects of long term operation (misión OIEA)
SAMG = Severe accident management guidelines
SBO = Station black-out
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
SVPS = sistema de vigilancia de parámetros de seguridad
TLD = dosímetro de termoluminiscencia
UHS = sumidero final de calor
USNRC = Nuclear Regulatory Commission (de EEUU)
VR = parada de recarga de combustible de CN Vandellós II
WANO = Asociación mundial de operadores nucleares
WENRA = Western European nuclear regulators association
WOG = grupo de propietarios de centrales nucleares de diseño Westinghouse
ZRC = zona de residuos convencionales
ZRC = zona de residuos radiactivos

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

INFORME SOBRE LA SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II

MOTIVO DE LA REVISIÓN 1

La revisión de la presente propuesta de dictamen tiene por objeto recoger las modificaciones requeridas por el Pleno del Consejo, fruto de sus deliberaciones previas al proceso de toma de decisión.

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

Solicitante: ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E. (ANAV)

1.2. Asunto

Solicitud de renovación de la autorización de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II: *por un plazo de tiempo de diez años, 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 9 de abril de 2019, número de registro 5900, procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio para la Transición Ecológica (MITECO), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) petición de informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Vandellós II, presentada ante ese Ministerio el 27 de marzo de 2019 por el titular.

Anteriormente, con fecha 1 de abril de 2019, ANAV envió al CSN mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6813, número de registro 5050, copia de la solicitud de renovación de la autorización de explotación de Vandellós II enviada al MITECO y de toda la documentación asociada a la solicitud.

En cumplimiento de lo requerido en el punto dos de la Orden ETU/530/2017 de 5 de junio de 2017, que modifica la Orden Ministerial ITC/2149/2010, de 21 de julio por la que se concede la Autorización de Explotación vigente, ANAV 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-VA2/AM/170710, con fecha de entrada en el CSN 18 de julio de 2017, número de registro 11483. La documentación presentada es la siguiente:

- a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) de Vandellós II, rev. 0.
 - b) Propuesta de suplemento del Estudio Seguridad asociada al PIEGE (PC-V/A220), rev.0.
 - c) Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) asociada al PIEGE (PC-307), rev. 0.
 - d) Estudio del Impacto Radiológico asociado a la operación a largo plazo de CN Vandellós II (EIR), rev0.
 - e) Propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRR) de CN Vandellós II, correspondiente a la OLP, rev. 0.
- Documentación a presentar antes del 31 de marzo de 2019, 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 CN Vandellós II, presentada por ANAV al Ministerio para la Transición Ecológica el 27 de marzo de 2019 (salida-046721) y remitida por la DGPEM al CSN mediante escrito de referencia CN-VA2/AM/190404 de fecha de 9 de abril de 2019, número de registro 5900. 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) rev. 37 (enviada al MITECO con carta de 19 de febrero de 2019).
- b) Reglamento de Funcionamiento (RF) rev.26 (enviada al MITECO con carta de 13 de julio de 2019).
- c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) rev. 93 (enviada al MITECO con carta de 21 de enero de 2019).
- d) Plan de Emergencia Interior (PEI) rev. 34 (enviada al MITECO con carta de 13 de marzo de 2019).
- e) Manual de Garantía de Calidad (MGC) rev.8 (enviada al Ministerio con carta de 5 de agosto de 2014).
- f) Manual de Protección Radiológica (MPR) rev.16 (enviada al MITECO con carta de 8 de marzo de 2019).
- g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR) rev.4 (enviada al Ministerio con carta de seis de mayo de 2016).

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: 3ª Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellòs II, realizada de acuerdo a la Guía de Seguridad del CSN 1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" en Revisión 2.

Con fecha 9 de marzo de 2020 (nº de registro 41155) se ha recibido en el CSN la carta, remitida por ANAV, ref. CNV-L-CSN-7008 "C.N. Vandellòs II: Compromisos derivados de la evaluación del CSN de la RPS y resto de documentación asociada a la renovación de Autorización de Explotación", revisión 1.

Con fecha 3 de abril de 2020 (nº de registro 42136), ANAV ha remitido al CSN la carta ref CNV-L-CSN-7043 con información sobre el cierre de compromisos con plazos de implantación anteriores al 02-04-20. Adicionalmente, en este escrito ANAV informa que en cuanto al Compromiso [CNVII 01.55] (PAC 20/0734/08) para revisar y remitir al CSN el análisis del IN-93-64 "Periodic Testing and Preventive Maintenance of Molded Case Circuit Breakers", cuyo plazo comprometido era el 31/03/2020, como consecuencia del estado de alarma declarado para la gestión de la situación de crisis sanitaria ocasionada por el COVID-19, se pospone el cumplimiento del mismo al plazo correspondiente a 15 días a contar desde el levantamiento del estado de alarma Nacional (informado también mediante carta ref. CNV-L-CSN-7016).

Con fecha 13 de mayo de 2020 (nº de registro 42707) se ha recibido en el CSN la carta, remitida por ANAV, de ref. CNV-L-CSN-7056, que constituye una fe de erratas de la carta de compromisos en revisión 1 (ref. CNV-L-CSN-7008). La carta fue enviada a instancias del CSN, porque alguna de las erratas identificadas, si bien sin ningún impacto técnico, podría inducir a confusión.

III. *Revisión del Estudio Probabilista de Seguridad.*

Los documentos presentados son los siguientes:

- a) APS de sucesos internos nivel 1 a potencia, rev.7A, septiembre de 2017.
- b) APS de sucesos internos nivel 2 a potencia, rev.4, abril de 2018.
- c) APS de sucesos internos nivel 1 en otros modos de operación, rev.3, agosto de 2014.
- d) APS de sucesos internos nivel 2 en otros modos de operación, rev.0, diciembre de 2014.
- e) APS de incendios a potencia de nivel 1, rev. 3, marzo 2019.
- f) APS de inundaciones nivel 1 a potencia, rev. 3, agosto 2016.
- g) APS de inundaciones nivel 2 a potencia, rev. 0, marzo 2018.
- h) APS de inundaciones otros modos nivel 1, rev. 0, marzo 2017.

- i) APS de inundaciones otros modos nivel 2, rev. 0, marzo 2019
- j) IPEEE sísmico, rev. 4, agosto 2017
- k) IPEEE de otros sucesos externos, rev. 4, febrero 2019

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 4 "Envejecimiento" de la RPS y en el PIEGE.

Posteriormente, a requerimiento de la DSN (CSN/C/DSN/VA2/19/25), el titular ha remitido al CSN mediante la carta de ref. CNV-L-CSN-6932 de 30/10/2019 (nº reg. 45035), el documento DST 2019-202 Rev. 0 "Informe Integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad de C.N. Vandellós II en relación con la Solicitud de Renovación de la Autorización de Explotación".

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 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:*

- a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) Rev.1.
- b) Propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad asociada al PIEGE (PC V/A220) Rev. 1.
- c) Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento asociada al PIEGE (PC-307). En relación con esta propuesta de cambio, no ha habido necesidad de modificarla para su actualización a la fecha actual puesto que sigue siendo válida, por lo que se adjunta de nuevo la Revisión 0 de la misma.
- d) Estudio de Impacto Radiológico (EIR) Rev. 1.
- e) Propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PC-06) Rev. 1.

Como consecuencia del proceso de evaluación, el 31 de enero de 2020 con carta de referencia CNV-L-CSN-6972 (nº de registro de entrada 40426) el titular remitió al CSN la revisión 1 del documento de información adicional al EIR, en concreto se adjunta:

Anexo I: Información adicional solicitada sobre el Estudio de Impacto Radiológico

Anexo II: Revisión 1 de la Información adicional al Estudio de Impacto Radiológico (EIR) revisión 1 asociado a la Operación a Largo Plazo que incluye el cálculo de dosis al individuo crítico de acuerdo al Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).

La información del Anexo II actualiza la remitida mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6934 del 31/10/2019 y no modifica ni los resultados ni las conclusiones transmitidas en la misma.

Así mismo, como consecuencia del proceso de evaluación, el Miterd ha remitido al CSN, mediante escrito de referencia CN-VA2/AM/200401 de 1-4-2020 (nº de registro 42066), la Rev. 3 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado asociado a la operación a largo plazo, que sustituye y anula a la revisión 2, remitida con escrito de 20 de septiembre de 2019 (nº de registro 44291). Posteriormente, el 2 de abril de 2020 (nº de registro 42098) el Miterd ha remitido al CSN, mediante escrito de referencia CN-VA2/AM/200402, la PC-06 rev, 3 corrigiendo un error en el formato en dicha propuesta de cambio.

Por otra parte, la revisión del Plan de Protección Física (PPF) no tiene que adjuntarse a la solicitud de renovación de la autorización de Explotación de acuerdo con lo establecido en el Real Decreto 1308/2011.

Por ello, ANAV ha remitido directamente al CSN, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6961 (º de registro 45998), copia de la solicitud de renovación de la Autorización de Protección Física de CN Vandellós II.

Con fecha 23 de diciembre de 2019, nº de registro 45993, se ha recibido en el CSN la carta ref. PF-VA2/MI/191223, remitida por la DGPEM, solicitando informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la autorización de protección física de la CN Vandellós II, de acuerdo con el artículo 13.1 del Real Decreto 1308/2011 de 26 de septiembre, sobre Protección Física de las Instalaciones y los Materiales Nucleares, y la resolución del Ministerio de Industria, Energía y Turismo del 3 de octubre de 2012 por la que se otorgó la Autorización de Protección Física de Central Nuclear Vandellós II, válida hasta el fin de la Autorización de Explotación vigente (de julio de 2020). El informe favorable de dicha solicitud se presenta en la Propuesta de Dictamen Técnico de referencia CSN/PDT/CINU/VA2/2004/375.

1.4. Documentos oficiales

Los documentos modificados con la solicitud son los siguientes:

- Estudio de Seguridad (ES)
- Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)
- 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 Autorización de Explotación vigente de la Central Nuclear Vandellós II, concedida mediante Orden ITC/2149/2010 del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 21 de julio, con fecha de entrada en vigor 26 de julio de 2010, con una validez de 10 años, en su disposición 2ª 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 Consejo de Seguridad Nuclear «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 5 de junio de 2017 se publicó la Orden ETU/530/2017 del Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital que modifica el apartado dos de la Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio por la que se concede la autorización de explotación de la CN Vandellós II, incorporando la nueva sistemática para la realización de las RPS, según la GS 1.10 vigente (rev. 2). Asimismo, se ha 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 2019, 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 CN Vandellós II ha solicitado la renovación de la autorización de explotación, *por un periodo de diez años, a contar una vez expire el plazo conferido en la anterior renovación.*

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 PGRR.

El titular ha presentado, en apoyo de la solicitud, la documentación establecida en la disposición 2ª de la Autorización de Explotación vigente (modificada por Orden ETU/530/2017) 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 radiológica.

La Instrucción del Consejo IS-26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear en instalaciones nucleares establece el requisito de realización de una revisión periódica de la seguridad. La Guía de Seguridad 1.10 rev. 2 establece los objetivos, el alcance, el contenido, los plazos de presentación y la forma de documentar las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las centrales nucleares en operación, en cumplimiento de la Instrucción del Consejo IS-26, de 16

de junio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares. 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 (DB) 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 27 de diciembre de 2017, nº de registro de entrada 45702, se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) la carta de referencia CNV-L-CSN-6597 remitida por la Asociación Nuclear de Ascó-Vandellós II, A.I.E. (ANAV), solicitando la apreciación favorable del Documento Base de la RPS, rev. 0, en el que se recoge el plan para la elaboración de la Revisión Periódica de Seguridad, de acuerdo con la GS 1.10, rev. 2. Como consecuencia del proceso de evaluación, con fecha 21 de mayo de 2018, nº de registro 42371, se recibió en el CSN la carta CNV-L-CSN-6671 adjuntando el Documento Base de la RPS, rev. 1, que sustituye y anula al anterior. El Pleno del Consejo, en su reunión de fecha 27 de junio de 2018, acordó apreciarla favorablemente, carta ref. CSN/C/SG/VA2/18/02.

Con fecha 18 de mayo de 2018 (nº de registro 4857) se remitió al titular de la CN Vandellós II un escrito de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear en el que se transmite que el concepto debilidad/posibilidad de mejora es equivalente y que, en el ámbito de la Revisión Periódica de la Seguridad, 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 informe de la 3ª RPS de Vandellós II, presentada con la solicitud, ha sido llevada a cabo de acuerdo con el Documento Base de la RPS, rev. 1, y está estructurada en los 5 capítulos siguientes:

- Capítulo 1: Describe el objeto de la RPS
- Capítulo 2: Se relacionan los 16 Factores de Seguridad (FS) de la guía GS-1.10 a evaluar, así como el periodo objeto de análisis.
- Capítulo 4: Recoge la revisión efectuada de cada uno de los FS.
- Capítulo 5: Recoge la evaluación global de los resultados de la revisión de los FS

Adicionalmente el informe de la RPS incluye los siguientes Apéndices:

- Apéndice I: Incluye las fichas correspondientes a toda la normativa y buenas prácticas analizadas.
- Apéndice II, Apéndice III y Apéndice IV: Recogen las fichas correspondientes a las fortalezas, debilidades (PDM) y acciones identificadas, respectivamente.
- Apéndice V: Incluye aspectos identificados en la revisión sistemática de la RPS y acciones de prioridad 4 y 5 (de menor prioridad que las recogidas en el Apéndice IV)
- Apéndice VI: revisa las consideraciones del CSN transmitidas en carta CSN/C/DSN/VA2/18/38.

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) identificados.
- 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 Guía de Seguridad 1.10 del CSN "Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares", revisión 2 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. En este apartado se describen los criterios utilizados por el titular para la identificación de las normas, códigos y prácticas a utilizar como referencia en la RPS.

En el Documento Base de la RPS "*Revisión Periódica de Seguridad. CN Vandellós II. Documento Base*", rev. 1 de 21/5/18, se especifican las normas consideradas y se recoge la metodología y el alcance del análisis de la normativa incluida. Las fichas del análisis de las normas, códigos y buenas prácticas de todos los FS de la RPS se recoge en el Apéndice I del Informe de la RPS.

En cada uno de los informes de revisión de los Factores de Seguridad (FS), 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, se han considerado dentro del alcance de selección, aquellas normas emitidas durante el periodo de análisis de la RPS, desde el 1 de enero de 2009 hasta el 30 de junio de 2018. 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 de la central dentro del periodo de análisis de la RPS, o sus acciones de cumplimiento se cerraron dentro de ese periodo.
- Normas recogidas en la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) 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.

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

- **Normativa incorporada a las Bases de Licencia de la central en el periodo de análisis de la RPS.** El documento de Bases de licencia de CN Vandellós II recoge los requisitos de obligado cumplimiento, compromisos con el regulador y exenciones sobre los cuales se basa la Autorización de Explotación de la central. Este documento es el que se ha utilizado como base para identificar aquellas normas que incluyen requisitos de licencia.
- **Referencias Normativas que No Constituyen Bases de Licencia de la Central y Buenas Prácticas.** Se entiende como buenas prácticas de la industria a aquellas políticas, normas, procedimientos o guías, 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.

Se han incluido en el análisis las siguientes referencias normativas y buenas prácticas que no forman parte de las Bases de Licencia:

- Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica que no han sido trasladadas a las Bases de Licencia de la central y que han sido emitidas durante el período de análisis de la RPS
 - Requisitos emitidos por la NRC que no han sido trasladados a las Bases de Licencia de la central y han sido emitidos durante el periodo de análisis de la RPS
 - Normativa resultante del análisis comparativo entre las ITC de la Normativa de aplicación condicionada (NAC) e ITC vinculadas a las últimas Autorizaciones de Explotación de las diferentes centrales nucleares españolas que no hayan sido trasladadas a las Bases de Licencia de la central.
 - Documentos emitidos por la NRC sin carácter normativo que no han sido trasladados a las Bases de Licencia de la central durante el periodo de análisis de la RPS y han sido emitidos durante el periodo de análisis de la RPS o sus acciones de cumplimiento se cerraron dentro de ese periodo (Guías Regulatorias, RG) y Resumen de cuestiones regulatorias, RIS).
 - Guías de Seguridad publicadas por el CSN durante el periodo de análisis de la RPS.
 - Documentos de la OIEA referenciados en los apartados correspondientes a cada factor de seguridad en la SSG-25 que no hayan sido trasladadas a las Bases de Licencia de la central, con independencia de su fecha de emisión.
- **Otras Referencias Normativas Requeridas por el CSN.** Normas requeridas por el CSN en la apreciación favorable del Documento Base de la RPS (CSN/C/SG/VA2/18/02 y CSN/C/DSN/VA2/18/38).

No se incluyen en la RPS el análisis de aquellas normas, dentro de los criterios de alcance, que cumplan con alguno de los siguientes criterios:

- Relacionada con el desmantelamiento.
- Relacionada con la protección física.
- Específica de centrales no PWR.
- 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 no relacionados con la seguridad en centrales españolas.
- Analizada/Evaluada en la NAC o RPS anterior de C.N. Vandellós II.
- Evaluada como N/A en los informes de normativa.
- Referencias de la OIEA que no representan estándares de la misma.

El análisis de las normas seleccionadas ha sido realizado cumplimentando su correspondiente ficha normativa incluyendo el resultado del análisis y si se requieren acciones adicionales como resultado del análisis (Debilidades (PDM)). En el APÉNDICE I – FICHAS DE ANÁLISIS DE NORMATIVA Y BUENAS PRÁCTICAS del informe de la 3ª RPS de Vandellós II se recopilan todas las fichas de análisis de referencias normativas y buenas prácticas, consultables a través de hipervínculos y agrupadas en las siguientes tipologías:

- Normativa Nacional Base de Licencia
- Normativa de la NRC Base de Licencia
- Regulatory Guide Base de Licencia
- Instrucciones Técnicas Base de Licencia
- Regulatory Guide No Base de Licencia
- Regulatory Issue Summaries
- Guías del OIEA
- Guías de Seguridad del CSN
- Otras Referencias

Cada ficha contiene la referencia al informe de detalle en el que se documenta la revisión en el caso que aplique, el resumen 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.

ALCANCE NORMATIVA BASE DE LICENCIA: 101 referencias	
Normativa Nacional de obligado cumplimiento	37 referencias
Normativa país origen con carácter de requisito normativo (Modificaciones del 10 CFR 50 y 100 aplicables, GL y Bu)	18 referencias
Guías Regulatoras	43 referencias
Normativa requerida mediante ITC del CSN (adicional)	3 referencias
ALCANCE NORMATIVA NO BASE DE LICENCIA: 144 referencias	
Guías Regulatoras No BL	69 referencias
RIS de la NRC	45 referencias
Guías del OIEA	19 referencias
Guías de Seguridad del CSN	9 referencias
Otras referencias normativas	2 referencias
TOTAL REFERENCIAS ANALIZADAS: 245	

2.2.1.2. Análisis de los Factores de seguridad (FS)

La RPS se ha estructurado en 16 Factores de seguridad que se describen a continuación, siendo el periodo de análisis es de enero 2009 a junio 2018):

2.2.1.2.1. Factor de seguridad 1: Diseño de la central

El objetivo del FS1 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 apartado 4.1 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II ha realizado, dentro de este Factor de Seguridad (FS), el análisis de los siguientes aspectos:

1. Registro de ESC importantes para la seguridad
2. Diseño de la instalación: Modificaciones de Diseño
3. Gestión de la configuración
4. Proceso de realización de Análisis Previos y Evaluaciones de Seguridad
5. Actualización de Bases de Licencia
6. Actualización del Estudio de Seguridad y otros Documentos Oficiales de Explotación (DOE)
7. Proceso de revisión y actualización de las Bases de Diseño de la Central
8. Concordancia de las prácticas operativas con las Bases de Diseño
9. Estrategia de almacenamiento de combustible gastado
10. Modificaciones de Diseño relacionadas con el combustible nuclear
11. Evaluaciones Externas
12. Evaluaciones Internas (auditorías y autoevaluación)
13. Resultados del Programa de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP)
14. Cumplimiento con la normativa aplicable.

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 Vandellós II es seguro, robusto y acorde a las Bases de Licencia y las Bases de Diseño, se han mantenido los márgenes de seguridad en las Modificaciones de Diseño. Las modificaciones de la instalación se realizan con un proceso sistemático, maduro y consolidado que cumple de forma rigurosa con la instrucción IS-21. La actualización de las Bases de diseño, el Estudio de Seguridad y el resto de documentación configurada se realiza de una manera eficiente, sistemática y controlada.

La estrategia de almacenamiento de combustible gastado está analizada e identificadas las actuaciones a realizar. Las modificaciones introducidas en el diseño del combustible han mejorado las prestaciones y la fiabilidad de los elementos combustibles.

Como resultado de la revisión de este FS se han identificado un total de 40 fortalezas (identificadas en la tabla 4.1.6-1 del apartado 4.1 del informe de la RPS), 43 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.1.6-2 del apartado 4.1 del informe de la RPS) y 51 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.1.7-1 del apartado 4.1 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 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 verificará 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 apartado 4.2 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS) 2, y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado, para cada ESC, los siguientes aspectos:

1. Procesos de envejecimiento, presentes o previsibles.
2. Límites y condiciones de Operación. Cumplimiento con los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
3. Situación respecto de la Obsolescencia. Implicaciones de los cambios en los requisitos de diseño y normas, sobre el estado de la ESC desde el diseño original o desde la anterior RPS. Valoración de los cambios habidos en los planes de Mantenimiento Preventivo.
4. Programas de la Central que sustentan la confianza en el estado de las ESC. Cumplimiento con la Regla de Mantenimiento, con el Manual de Inspección en Servicio, con los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y con el Plan de Gestión de Vida de la Central.
5. Resultados significativos de pruebas sobre la capacidad funcional de las ESC. En lo que se refiere al cumplimiento con los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, son resultados significativos aquellos fallos, funcionales o no, detectados en equipos contemplados en las Especificaciones de Funcionamiento, y se deben ordenar por tipo de componente y de sistema. Se realizará un análisis de tasas de fallo, tendencias, análisis de causa raíz y acciones correctoras.
6. Resultados de inspecciones y recorridos por la Central.
7. Registros de calidad, mantenimiento y vigilancia de las ESC.
8. Evaluación del historial de Operación de las ESC.

9. Situaciones de dependencia de equipos obsoletos para las cuales no hay un repuesto directo.
10. Situaciones de dependencia de servicios o suministros esenciales externos a la Central.
11. Estado y operación de Instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y su efecto en la estrategia de almacenamiento de combustible gastado de la Central.
12. Verificación del estado real de las ESC respecto a las Bases de Diseño.

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

1. Gestión del Envejecimiento
2. Cumplimiento con los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
3. Programa de Gestión de la Regla de Mantenimiento y estado actual de implantación
4. Inspección en Servicio
5. Inspecciones y "walkdown" en planta
6. Proceso de Fiabilidad de Equipos
7. Gestión de Repuestos y Obsolescencia
8. Programa de concordancia de las prácticas operativas con las Bases de Diseño
9. Programa de transición a Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas
10. Estado de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado
11. Evaluaciones Externas de Organismos Internacionales
12. Inspecciones del Consejo de Seguridad Nuclear
13. Evaluaciones Internas relacionadas con el Factor de Seguridad
14. Revisión del PIRP de Experiencia Operativa en relación con el Factor de Seguridad

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 2:

Como resultado de los análisis realizados y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que la Central Nuclear de Vandellós II tiene capacidad para que las ESC importantes para la seguridad puedan cumplir los requisitos de diseño a largo plazo. Se ha verificado que el estado de esas ESC está adecuadamente documentado tanto en lo que aplica a los programas de mantenimiento como a los de Requisitos de Vigilancia e Inspección en Servicio vigentes.

En el análisis realizado se han identificado un total de 17 fortalezas (identificadas en la tabla 4.2.6-1 del apartado 4.2 del informe de la RPS), 25 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.2.6-2 del apartado 4.2 del informe de la RPS) y 40 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.2.7-1 del apartado 4.2 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores

de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 cualificados 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 apartado 4.3 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS) 3, y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado, para cada ESC, los siguientes aspectos:

1. Cumplimiento de los requisitos de calificación de las ESC.
2. Mantenimiento de registros adecuados de calificación.
3. Procedimientos para actualizar y mantener la calificación a lo largo de la vida de las ESC. Estado de la calificación sísmica y ambiental de los equipos y aplicación de los programas de mantenimiento de la misma, prestando especial atención a los procesos de gestión de repuestos calificados o sometidos a dedicación.
4. Procedimientos para garantizar que en las Modificaciones de Diseño no se compromete la calificación de las ESC (se desarrolla en detalle en el Factor de Seguridad 1).
5. Programas de vigilancia y procedimientos de actuación utilizados para asegurar que la degradación por envejecimiento permanece en valores insignificantes.
6. Revisión de los sistemas de vigilancia de las condiciones ambientales e identificación de los puntos "calientes" desde el punto de vista radiológico o ambiental.
7. Revisión de los mecanismos de protección de las ESC frente a condiciones ambientales adversas (se desarrolla en detalle en el Factor de Seguridad 7).

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

1. Proceso de Diseño
2. Proceso de Aprovisionamientos
3. Montaje en planta
4. Mantenimiento de la Cualificación

5. Registros documentales de Calificación Sísmica y Ambiental
6. Evaluaciones Externas relacionadas con el Factor de Seguridad: Evaluaciones Externas de Organismos Internacionales, Inspecciones del Consejo de Seguridad Nuclear
7. Evaluaciones Internas relacionadas con el Factor de Seguridad
8. Revisión del PIRP de Experiencia Operativa en relación con el Factor de Seguridad

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 la Central Nuclear de Vandellós II dispone de un proceso sistemático y consolidado para determinar que los equipos importantes para la seguridad han sido adecuadamente cualificados para cumplir su función de seguridad y que la calificación está siendo preservada mediante un adecuado programa de mantenimiento, inspección y pruebas, que proporciona 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), incluyendo el periodo de OLP.

Del análisis realizado se han identificado un total de 22 fortalezas (identificadas en la tabla 4.3.6-1 del apartado 4.3 del informe de la RPS), 17 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.3.6-2 del apartado 4.3 del informe de la RPS) y 19 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.3.7-1 del apartado 4.3 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.4 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS) 4, y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado los siguientes aspectos:

1. Metodología de la gestión del envejecimiento.
2. Interpretación por la Organización de explotación de los mecanismos y fenómenos de envejecimiento y conocimiento de los márgenes de seguridad reales.

3. Disponibilidad de datos para evaluar la degradación por envejecimiento, incluyendo datos de referencia iniciales e historiales de Operación y Mantenimiento.
4. Criterios de aceptación y márgenes de seguridad requeridos para ESC importantes para la seguridad.
5. Procedimientos y guías para controlar o moderar el ritmo de degradación por envejecimiento.
6. Métodos de vigilancia del envejecimiento y de mitigación de sus efectos.
7. Conocimiento del estado físico de las ESC importantes para la seguridad y de cualquier característica que pueda limitar la vida de servicio.
8. Identificación y control de los procesos de envejecimiento de todos los materiales que pueden comprometer la seguridad de la Central.
9. Obsolescencia de la tecnología utilizada.
10. La existencia de adecuados procesos y prácticas para detectar los problemas de envejecimiento y obsolescencia de los equipos activos, y tomar las medidas necesarias para prevenir el fallo de los mismos, así como para asegurar que se mantiene su calificación

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

1. Gestión del envejecimiento de componentes pasivos
2. Gestión del envejecimiento de componentes activos y sustituibles
3. Procesos y prácticas para el control de obsolescencia de componente
4. Evaluaciones Externas relacionadas con el Factor de Seguridad: Evaluaciones Externas de Organismos Internacionales, Inspecciones del Consejo de Seguridad Nuclear
5. Evaluaciones Internas relacionadas con el Factor de Seguridad
6. Revisión del PIRP de Experiencia Operativa en relación con el Factor de Seguridad

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 de Vandellós II dispone de programas de gestión de envejecimiento efectivos e implantados que 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 y durante la Operación a Largo Plazo.

Del análisis realizado se han identificado un total de 8 fortalezas (identificadas en la tabla 4.4.6-1 del apartado 4.4 del informe de la RPS), 10 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.4.6-2 del apartado 4.4 del informe de la RPS) y 8 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.4.7-1 del apartado 4.4 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.5 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS) 5, y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado, para cada ESC, los siguientes aspectos:

1. La correcta aplicación de los métodos analíticos, criterios y códigos de cálculo utilizados en los análisis de seguridad deterministas existentes y compararlos con estándares y requisitos actuales.
2. El conjunto de sucesos iniciadores considerados en las Bases de Diseño es completo de acuerdo con el estado de la técnica y considerando la Experiencia Operativa de Centrales similares.
3. Las hipótesis asumidas en los análisis de seguridad deterministas continúan siendo válidas para la situación actual de la Central.
4. Las condiciones operativas reales de la Central se ajustan a los criterios de aceptación de las Bases de Diseño.
5. Las hipótesis asumidas en los análisis de seguridad deterministas son acordes con los requisitos contemplados en códigos y normas actuales.
6. La correcta aplicación del concepto de defensa en profundidad.
7. Si se han utilizado métodos deterministas adecuados para el desarrollo y validación de procedimientos de Operación de emergencia y guías de gestión de accidentes severos.
8. Si las dosis de radiación y las emisiones de materiales radiactivos al exterior estimadas cumplen con los requisitos y expectativas reguladoras.
9. La capacidad funcional y la fiabilidad de las Estructuras, Sistemas y/o Componentes (ESC), el impacto en la seguridad de los sucesos externos e internos, de los fallos de equipos y de los errores humanos así como la idoneidad y efectividad de las medidas administrativas y de Ingeniería para prevenir y mitigar accidentes

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

1. Programa de cumplimiento con la Instrucción IS-37 del CSN
2. Proceso de Análisis Previos y Evaluaciones de Seguridad relativos a los Análisis de Accidentes y actualización del Estudio de Seguridad

3. Revisión de los principales cambios del Análisis de Accidentes acometidos en el periodo
4. Actuaciones de ANAV que han revisado directa o indirectamente la consistencia del diseño con los Análisis de Accidentes
5. Proceso de soporte analítico a los Procedimientos de Operación
6. Ampliación del Estudio de Seguridad con los análisis de Extensión de Diseño y derivados del accidente de Fukushima
7. Evaluaciones Externas relacionadas con el Factor de Seguridad: Evaluaciones Externas de Organismos Internacionales, Inspecciones del Consejo de Seguridad Nuclear
8. Evaluaciones Internas relacionadas con el Factor de Seguridad
9. Revisión del PIRP de la Experiencia Operativa en relación con el Factor de Seguridad

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 5:

El titular considera, entre otras conclusiones, que se ha verificado directa o indirectamente la correcta aplicación de los métodos analíticos, criterios y códigos de cálculo utilizados en los análisis de seguridad deterministas existentes y se ha comparado con estándares y requisitos actuales. El programa de gestión de accidentes severos de CN Vandellós II se considera adecuado y robusto, y en particular, todos los aspectos relativos a los métodos deterministas para su desarrollo y validación.

Como resultado de los análisis realizados y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, el titular concluye que los Análisis Deterministas de Seguridad de C N Vandellós II son completos y continúan siendo válidos para la situación de diseño y operativa actual de la central, siendo idóneos las normas, métodos y códigos de cálculo utilizados y los márgenes obtenidos, garantizando la defensa en profundidad.

Del análisis realizado se han identificado un total de 14 fortalezas (identificadas en la tabla 4.5.6-1 del apartado 4.5 del informe de la RPS), 19 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.5.6-2 del apartado 4.5 del informe de la RPS) y 23 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.5.7-1 del apartado 4.5 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.6 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS) 6, y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado los siguientes aspectos:

1. 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.
2. Comprobar 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.
3. Verificar que el alcance y aplicaciones de los APS son suficientes para su uso como soporte a la gestión de la seguridad de la Central.
4. Comprobar el estado y validación de métodos analíticos y códigos de cálculo usados en los APS.
5. Verificar que los resultados de los APS muestran que los riesgos son los 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:

1. Procesos de gestión, control y actualización de los Análisis Probabilistas de Seguridad
2. Programa de cumplimiento con la Instrucción IS-25
3. Grado de adaptación a la Guía de Seguridad 1.15 del CSN
4. Proceso para el uso y aplicaciones de los APS
5. Aplicaciones de los Análisis de Riesgo
6. Aplicación de conceptos de Fiabilidad Humana
7. Revisión de resultados de los APS
8. Evaluaciones Externas relacionadas con el Factor de Seguridad: Evaluaciones Externas de Organismos Internacionales, Inspecciones del Consejo de Seguridad Nuclear
9. Evaluaciones Internas relacionadas con el Factor de Seguridad
10. Revisión del PIRP de la Experiencia Operativa en relación con el Factor de Seguridad

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 los Análisis Probabilistas de Seguridad son completos y 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, aunque en este último aspecto las mejores prácticas están orientadas a una mayor utilización del APS como soporte a cambios de la Base de Licencia, conforme al objeto de la revisión del Factor de Seguridad contemplado en la guía GS-1.10.

Del análisis realizado se han identificado un total de 20 fortalezas (identificadas en la tabla 4.6.6-1 del apartado 4.6 del informe de la RPS), 15 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.6.6-2 del apartado 4.6 del informe de la RPS) y 20 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.6.7-1 del apartado 4.6 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.7 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", ha revisado los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y

Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

Se han considerado los siguientes riesgos:

RIESGOS INTERNOS	RIESGOS EXTERNOS
• Incendios (incluyendo medidas de prevención, detección y mitigación del incendio) • Inundaciones • Efecto látigo por rotura de tuberías • Proyectiles y caída de cargas pesadas • Liberaciones y escapes de vapor • Liberaciones de gases calientes y fríos • Aspersión • Explosiones • Interferencia electromagnética o de radiofrecuencia • Líquidos y gases tóxicos o corrosivos • Vibraciones • Hundimientos • Alta humedad • Colapso estructural • Pérdida de agua de refrigeración, electricidad, aire, etc. • Transitorios de alta tensión • Pérdida o disminución de la capacidad de aire acondicionado que pueda conducir a altas temperaturas	• Inundaciones (incluyendo tsunamis) • Vientos elevados (incluyendo tornados) • Incendio • Condiciones meteorológicas (temperaturas extremas, alta humedad, sequías, nieve, acumulación de hielo) • Tormentas solares • Líquidos y gases tóxicos, corrosivos o contaminantes en el aire (ceniza de volcanes, contaminantes industriales, etc.) • Riesgos debidos a fenómenos hidrológicos o hidrogeológicos (incluyendo incrementos nivel freático) • Terremotos • Volcanes • Caída de aviones • Proyectiles y explosiones • Agentes biológicos • Rayos • Interferencias electromagnéticas o de radiofrecuencia • Vibraciones • Transportes peligrosos y tráfico • Pérdidas de suministros externos (agua, electricidad, gas)

Para cada tipo de riesgo identificado se ha determinado si las protecciones disponibles son adecuadas considerando lo siguiente:

- Magnitud y frecuencia asociada creíbles para el tipo de riesgo.
- Normas de seguridad aplicables.
- Efectos ambientales aplicables.
- Capacidad de la Central para resistir el tipo de riesgo, márgenes considerados para la degradación por envejecimiento.
- Procedimientos existentes en relación con las acciones a realizar para prevenir o mitigar el tipo de riesgo

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

1. Análisis de riesgos en el Estudio de Seguridad. Proceso de actualización.
2. Proceso de evaluación de los cambios en la instalación según la IS-21 aplicado a los análisis de riesgo.
3. Proceso de actualización del IPE-APS.
4. Proceso de consideración de la experiencia operativa.
5. Valoración riesgo a riesgo según el alcance de la GS-1.10.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 7

En relación con el riesgo asociado a la pérdida de suministro de agua de refrigeración y pérdida de suministro eléctrico, tanto por origen interno como externo, tras la evaluación realizada, relativa a los análisis disponibles al respecto, la verificación de la capacidad de la planta para resistir los efectos derivados de este riesgo y la revisión de los procedimientos aplicables, el titular concluye que los análisis, medios y procedimientos disponibles permiten asegurar la capacidad de la planta para hacer frente a este riesgo.

Del análisis realizado se han identificado un total de 24 fortalezas (identificadas en la tabla 4.7.6-1 del apartado 4.7 del informe de la RPS), 17 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.7.6-2 del apartado 4.7 del informe de la RPS) y 18 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.7.7-1 del apartado 4.7 del informe de la RPS). El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

2.2.1.2.8. Factor de seguridad 8: Experiencia operativa interna

El objetivo de la revisión de este factor de seguridad 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 apartado 4.8 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad.

De forma específica, el titular ha verificado la disposición de procesos adecuados para la detección y evaluación de Experiencia Operativa relacionada con:

- Operación: incidentes, sucesos y datos operacionales Relacionados con la Seguridad.
- Mantenimiento, inspección y pruebas.
- Sustitución de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) debido a fallos u obsolescencia.
- Modificaciones permanentes o temporales.
- Indisponibilidades o inoperabilidades de ESC importantes para la seguridad.
- Protección radiológica operacional.
- Vigilancia radiológica ambiental.
- Control de efluentes líquidos y gaseosos.
- Cumplimiento con requisitos reguladores.

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

1. Gestión del PIRP (Proceso de Identificación y Resolución de Problemas).
2. Proceso de gestión de la experiencia operativa propia.
3. Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA), en el ámbito de la experiencia operativa.
4. Proceso de análisis y cumplimiento con los requisitos reguladores.
5. Indicadores de funcionamiento (SISC y WANO).

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 8

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas, concluye que CN Vandellós II dispone de un proceso adecuado para la detección y evaluación de Experiencia Operativa, así como para su resolución y el aprendizaje de las lecciones aprendidas. Considera que esto se ve reforzado por las conclusiones del análisis de tendencias, en el que se puede constatar de forma general, que los sucesos manifiestan una tendencia a reducirse en relación con problemáticas concretas y que habían registrado el mayor número de sucesos en el periodo.

También considera el titular, como conclusión global del Factor de Seguridad 8, la mejora en la transversalidad del PIRP, lo que fomenta el aprendizaje de las lecciones aprendidas. Esta mejora se refleja tanto en la afectación de los procesos entre sí como en la comunicación de los resultados de los diferentes procesos a la Organización. Esta transversalidad se ve reforzada por el aporte de sucesos por parte de todos los procesos de la planta, aunque existen pequeñas discrepancias entre lo que se realiza (una práctica de trabajo muy sólida) y lo que recogen los procedimientos.

Del análisis realizado se han identificado un total de 10 fortalezas (identificadas en la tabla 4.8.6-1 del apartado 4.8 del informe de la RPS), 6 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.8.6-2 del apartado 4.8 del informe de la RPS) y 6 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.8.7-1 del apartado 4. del informe de la RPS).

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.9 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Valoración y evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).
- f) Programas de Investigación y desarrollo en los que se participa o se ha participado en el periodo.

De forma específica, el titular ha verificado la disposición de procesos adecuados para la detección y evaluación de Experiencia Operativa relacionada con:

- Sucesos Notificables ocurridos en el resto de Centrales Nucleares Españolas (CCNNEE).

- Los sucesos informados al Sistema de Información de Incidentes (IRS) de la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico / Organismo Internacional de Energía Atómica (NEA/OIEA) comunicados por el CSN.
- Los sucesos informados a la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO).
- Las comunicaciones efectuadas por los suministradores de la Central sobre deficiencias descubiertas en sus equipos y las acciones correctoras aplicadas.

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

1. Proceso de gestión de la experiencia operativa ajena EN ANAV.
2. Proceso del PIRP en el ámbito de la experiencia operativa ajena (EOA).
3. Grupos sectoriales en relación con la EOA (UNESA, WANO).
4. Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA), en el ámbito de la EOA.
5. Proyectos de investigación y desarrollo (EPRI, PWROG).

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 CN Vandellós II analiza la Experiencia Operativa de plantas de diseño similar y los resultados de programas así como los proyectos de investigación de aplicación. Estos análisis se utilizan para la incorporación de mejoras en la central o en la organización de explotación.

En cuanto al análisis de las normas, códigos y buenas prácticas asignadas al FS 9, se ha verificado el cumplimiento con la normativa aplicable, sin haberse identificado incumplimientos de las Bases de Licencia.

En cuanto a las mejores prácticas de la industria, se destaca el cumplimiento de CN Vandellós II con las recomendaciones de la guía reguladora RG-1.234 "Evaluating Deviations and Reporting Defects and Noncompliance under 10 CFR Part 21" Revisión 0, en la que la NRC endosa la guía NEI-14-09 de la industria americana como metodología aceptable para dar cumplimiento a los requerimientos del 10CFR21.

Del análisis realizado se han identificado un total de 6 fortalezas (identificadas en la tabla 4.9.6-1 del apartado 4.8 del informe de la RPS), 4 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.8.6-2 del apartado 4.8 del informe de la RPS) y 4 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.8.7-1 del apartado 4.8 del informe de la RPS).

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.10 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

De forma específica, el titular ha verificado:

- La revisión del cumplimiento con la normativa nacional e internacional de los siguientes aspectos o programas:
 - Políticas de la Organización de Operación.
 - Documentación del sistema de gestión.
 - 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.
 - Las funciones y responsabilidades de los encargados de la gestión, realización y evaluación de trabajos.
 - Los procesos y la documentación soporte sobre cómo los trabajos deben ser especificados, preparados, revisados, realizados, documentados, evaluados y mejorados.
- La verificación de la idoneidad de:

- 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.
- El mantenimiento del control de la configuración.
- Los programas de mejora continua, incluyendo autoevaluación y auditoría independiente.

Los aspectos relacionados con 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, las disposiciones formales para selección del personal técnico interno y externo que garanticen la cualificación necesaria, y los programas e instalaciones para formación y entrenamiento han sido analizados dentro del alcance del Factor de Seguridad 12.

Los aspectos relacionados con los procesos de comunicación de los resultados de los análisis de Experiencia Operativa al personal, incluyendo los relativos a aspectos de Organización y gestión, han sido analizados dentro del alcance del Factor de Seguridad 8.

La revisión de la cultura de seguridad ha implicado el análisis de la existencia de los elementos siguientes:

- Política que establece la prioridad de la seguridad, implantada de modo efectivo.
- Procedimientos para asegurar que la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica están controladas y que se adoptan medidas adecuadas de forma constante y consciente por todo el personal.
- Actitud cuestionadora y un proceso de toma de decisiones conservador.
- Directrices exigentes para que todos los sucesos de los que pueda obtenerse aprendizaje sean notificados e investigados hasta descubrir las causas raíces y para que se comuniquen sin retrasos al personal interesado los resultados y las acciones correctoras.
- Mecanismos para la identificación de actuaciones o situaciones contrarias a la seguridad y para su resolución de forma constructiva en el lugar y en el momento en que sean descubiertas por el personal propio o contratado.
- Cultura de aprendizaje y promoción de la mejora continua y la aplicación de nuevas ideas con búsqueda y comparación con las mejores prácticas y las nuevas tecnologías.
- Proceso efectivo de comunicación de cuestiones de seguridad.
- Procedimiento de priorización de las cuestiones de seguridad con objetivos y calendarios realistas y que aseguran dedicación de recursos adecuada a las mismas.
- Método para alcanzar y mantener claridad en la estructura organizativa y en la gestión de cambios en las responsabilidades sobre temas que afecten a la seguridad.
- Formación adecuada en materia de cultura de seguridad, especialmente a nivel de directivos.

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

1. Sistema de gestión.
2. Programa de garantía de calidad.
3. Sistema de control de registros y control documental.
4. Programa de evaluación interna.
5. Sistemática de comunicación interna.
6. Organización.
7. Programa de formación.
8. Cultura de seguridad.
9. Programas de mejora (PAMGS Y PROCURA).

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 la Organización, el Sistema de Gestión y la Cultura de Seguridad del Titular son adecuados y efectivos para conseguir una Operación segura de la Central.

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, 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.

En lo que respecto a la cultura de seguridad, se concluye que CN Vandellós II dispone de una política implantada de modo efectivo que establece la prioridad de la seguridad con procedimientos para asegurar que la Seguridad Nuclear y la Protección Radiológica están controladas y que se adoptan medidas adecuadas de forma constante y consciente por todo el personal, así como de una actitud cuestionadora y un proceso de toma de decisiones conservador, la existencia. También existen directrices exigentes para que todos los sucesos de los que pueda obtenerse aprendizaje sean notificados e investigados hasta descubrir las causas raíces y para que se comuniquen sin retrasos al personal interesado los resultados y las acciones correctoras, así como mecanismos para la identificación de actuaciones o situaciones contrarias a la seguridad y para su resolución de forma constructiva en el lugar y en el momento en que sean descubiertas por el personal propio o contratado. Se ha

identificado una cultura de aprendizaje y promoción de la mejora continua y la aplicación de nuevas ideas con búsqueda y comparación con las mejores prácticas y las nuevas tecnologías, y un proceso efectivo de comunicación de cuestiones de seguridad. También existen procedimientos de priorización de las cuestiones de seguridad con objetivos y calendarios realistas y que aseguran dedicación de recursos adecuada a las mismas, y métodos para alcanzar y mantener claridad en la estructura organizativa y en la gestión de cambios en las responsabilidades sobre temas que afecten a la seguridad. La formación en materia de cultura de seguridad es adecuada, especialmente a nivel de directivos, y existe una metodología para comprobar los puntos anteriores.

Del análisis realizado se han identificado un total de 16 fortalezas (identificadas en la tabla 4.10.6-1 del apartado 4.10 del informe de la RPS), 6 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.10.6-2 del apartado 4.10 del informe de la RPS) y 6 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.10.7-1 del apartado 4.10 del informe de la RPS).

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

2.2.1.2.11. Factor de seguridad 11: Procedimientos

El objetivo del FS11 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 apartado 4.11 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y

Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

En la evaluación global de los procedimientos se ha tenido en cuenta lo siguiente:

a) Se identifican los principales cambios/modificaciones de todos los procedimientos que establecen directrices para la gestión de todos los procedimientos de CN Vandellós II; así como de los procedimientos externos requeridos a los suministradores para prestar sus servicios en el emplazamiento; y que incluyen en función del tipo de procedimiento, entre otros, requisitos de: estructura, contenido mínimo, formato, proceso de emisión (revisión, conformado, aprobación...), validaciones, distribución, control y custodia, frecuencia de revisión, etc.

b) Se verifican estos procedimientos contra normativa diversa y buenas prácticas de la industria, para asegurar que se han desarrollado todas las familias de procedimientos requeridos para operar la planta de forma segura y fiable, así como que las familias disponen de estructura, formatos y contenidos alineados con aquéllas.

c) Las auditorías al proceso de gestión de procedimientos, así como las auditorías que cubren los distintos Factores de Seguridad, permitirán comprobar la bondad del proceso de la gestión de los procedimientos, así como su corrección y mejora.

d) La valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas a este Factor de Seguridad también permitirán comprobar la bondad del proceso de la gestión de los procedimientos, así como su corrección y mejora.

e) La revisión se focaliza sobre los procedimientos que regulan la gestión de todos los procedimientos y por ende sobre los procedimientos que componen las familias de procedimientos relacionados con la Operación (parada, arranque, emergencia...) y el Mantenimiento (inspección, prueba, mantenimiento...) de la instalación.

f) De acuerdo con lo establecido en la guía GS-1.10 Rev.2, la revisión de este Factor de Seguridad se lleva a cabo utilizando la gestión de cambios en procedimientos, las auditorías realizadas sobre la gestión de los procedimientos, así como de las entradas al PAC gestionadas en el PIRP, derivadas, entre otras, de la aplicación de los procedimientos.

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

1. Estructura documental en ANAV.
2. Proceso de emisión y revisión de procedimientos.
3. Proceso de actualización de procedimientos.
4. Proceso de control, publicación y distribución de procedimientos.
5. Programa de revisión de procedimientos de vigilancia derivados de cambios a las ETFM.
6. Procedimientos de operación.
7. Procedimientos de mantenimiento.
8. Procedimientos de gestión de trabajos.

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 11

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y teniendo en cuenta las fortalezas y debilidades (PDM) identificadas concluye que los procedimientos importantes para la seguridad CN Vandellós II son adecuados, efectivos y garantizan la seguridad de la Central, de forma que en ellos se reflejan adecuadamente todos los procesos de CN Vandellós II para mantener el cumplimiento con los límites, condiciones operacionales y otros requisitos reguladores. El análisis realizado pone de manifiesto que:

- Existe un proceso efectivo para la revisión, aprobación/autorización y actualización, y documentado, de los procedimientos.
- Están definidos los requisitos que han de cumplir los procedimientos para que sean revisados por el Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC).
- Se dispone de un adecuado proceso de recepción, control y difusión de los procedimientos, así como de la eliminación de versiones de procedimientos obsoletas.
- El proceso de revisión de procedimientos es adecuado, aunque se ha identificado una PDM relacionada con la incorporación de comentarios de Operación a sus procedimientos.
- Los procedimientos son aceptados y seguidos por la Organización

Del análisis realizado se han identificado un total de 11 fortalezas (identificadas en la tabla 4.11.6-1 del apartado 4.11 del informe de la RPS), 6 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.11.6-2 del apartado 4.11 del informe de la RPS) y 7 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.11.7-1 del apartado 4.11 del informe de la RPS). El detalle del contenido de cada una de ellas (fortalezas, debilidades (PDM) y Acciones) se recoge en las correspondientes fichas cumplimentadas en los Apéndices II, III y IV.

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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 apartado 4.12 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).

- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

De forma específica, el titular ha verificado:

1. Disponibilidad de un nivel adecuado de recursos humanos para la Operación segura de la Central teniendo en cuenta ausencias, bajas, turnos y restricciones a la ampliación de permanencia.
2. Disponibilidad permanente de personal cualificado.
3. Existencia de programas adecuados de formación inicial, reentrenamiento y formación para promoción profesional, incluyendo el uso de simuladores.
4. Las acciones de los Operadores que tienen que ver con la Operación segura de la Central se han evaluado para confirmar que las hipótesis y demandas postuladas son válidas.
5. Existencia de un proceso de evaluación de Factores Humanos para promover la ejecución del trabajo libre de errores.
6. Existencia de requisitos adecuados de competencia para el personal que realiza tareas técnicas o de gestión relacionadas con la Operación o el mantenimiento
7. Que los métodos de selección del personal son sistemáticos y adecuados.
8. Existencia de directrices sobre aptitud para el trabajo relativo a horarios, tipos y hábitos de trabajo, estado de salud y abuso de sustancias prohibidas.
9. Existencia de medios para la gestión del conocimiento y el relevo de personas así como de instalaciones adecuadas para la formación y entrenamiento del personal.
10. 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.

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

1. Plan de actuación del relevo generacional
2. Documento de dotaciones mínimas
3. Proceso de reclutamiento y selección de personal
4. Gestión de cambios organizativos
5. Plan de acogida de nuevas incorporaciones

6. Programa de aptitud para el trabajo (fitness for duty).
7. Programa de evaluación y mejora de los factores humanos y organizativos.
8. Proceso de ingeniería de factores humanos.
9. Programa de análisis de fiabilidad humana.
10. Programa de formación.

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 CN Vandellós II cuenta con procesos consolidados en el área de Factores Humanos que influyen en la Operación segura de la Central, así como con los mecanismos de evaluación necesarios para identificar y resolver desviaciones respecto al funcionamiento esperado e impulsar la mejora continua en este ámbito. A continuación se detallan algunos de los resultados de la revisión:

En cuanto al análisis de las normas, códigos y buenas prácticas asignadas al FS 12, y de acuerdo con el alcance recogido en el FS, se ha verificado el cumplimiento con la normativa aplicable, sin haberse identificado incumplimientos de las Bases de Licencia.

Existe disponibilidad de un nivel adecuado de recursos humanos para la Operación segura de la Central, teniendo en cuenta ausencias, bajas, turnos y restricciones a la ampliación de permanencia, disponibilidad permanente de personal cualificado, así como a la existencia de directrices sobre aptitud para el trabajo relativo a horarios, tipos y hábitos de trabajo, estado de salud y abuso de sustancias prohibidas. Existen medios para la gestión del conocimiento y el relevo de personas.

Los procesos implantados dan respuesta a la disponibilidad permanente de personal cualificado, a la existencia de programas adecuados de formación inicial, reentrenamiento y formación para la promoción profesional, incluyendo el uso de simuladores, a la existencia de requisitos adecuados de competencia para el personal que realiza tareas técnicas o de gestión relacionadas con la Operación o el Mantenimiento y a la existencia de instalaciones adecuadas para la formación y entrenamiento del personal.

Existe un proceso de evaluación de Factores Humanos para promover la ejecución del trabajo libre de errores y la existencia de programas adecuados de formación inicial, reentrenamiento y formación para la promoción profesional, incluyendo el uso de simuladores.

Este proceso da respuesta a la consideración de aspectos asociados a la Interfaz Hombre-Máquina: el diseño de Sala de Control y otros paneles de control importantes para la seguridad, las necesidades de información y cargas de trabajo del personal, y la claridad y accesibilidad de los procedimientos. Asimismo, las acciones de los Operadores que tienen que ver con la Operación segura de la Central se han evaluado para confirmar que las hipótesis y demandas/necesidades postuladas son válidas.

Como resultado de la revisión del FS 12, el titular concluye que CN Vandellós II cuenta con procesos consolidados en el área de Factores Humanos que influyen en la Operación segura

de la Central, así como con los mecanismos de evaluación necesarios para identificar y resolver desviaciones respecto al funcionamiento esperado e impulsar la mejora continua en este ámbito.

Del análisis realizado se han identificado un total de 22 fortalezas (identificadas en la tabla 4.12.6-1 del apartado 4.12 del informe de la RPS), 2 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.12.6-2 del apartado 4.12 del informe de la RPS) y 6 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.12.7-1 del apartado 4.12 del informe de la RPS). El detalle del contenido de cada una de ellas (fortalezas, debilidades (PDM) y Acciones) se recoge en las correspondientes fichas cumplimentadas en los Apéndices II, III y IV.

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS

2.2.1.2.13. Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias

El objetivo del FS 13 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 apartado 4.13 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos aplicables en el periodo de análisis (01/01/200930/06/2018).
- b) Evaluación de la implantación del proyecto de Refuerzo de la Seguridad derivado del accidente de Fukushima.
- c) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y prácticas actuales asignadas al Factor de Seguridad 13 "Planificación de Emergencias".
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas realizadas (WANO, INPO, CSN, etc.).
- e) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- f) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) de Experiencia Operativa relativas al Factor de

Seguridad 13 “Planificación de Emergencias” (agrupación de registros del PIRP, por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

- g) Valoración de la evolución de los indicadores del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC) y de otros indicadores relacionados con planificación de emergencias durante el periodo de análisis.

De forma específica, el titular ha verificado:

1. Idoneidad de equipos, instalaciones y Centros de Apoyo Técnico (externos e internos) contemplados en los planes de emergencia.
2. Eficiencia de las comunicaciones y los protocolos correspondientes para la gestión de las emergencias, particularmente con organizaciones en el exterior de la Central.
3. Contenido y eficacia de los ejercicios y simulacros de entrenamiento.
4. Previsiones para revisión periódica y actualización de procedimientos y planes de emergencia.
5. Cambios en el mantenimiento y almacenamiento de los equipos para la gestión de emergencias.
6. Evaluar el efecto en los planes de emergencia de desarrollos residenciales e industriales en las proximidades de la instalación.

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

1. Descripción y mantenimiento del Plan de Emergencia Interior (PEI) y sus procedimientos de desarrollo.
2. Organización, funciones y dotación. Mantenimiento de la capacitación. simulacros y ejercicios.
3. Mantenimiento de las instalaciones y medios de emergencia.
4. Relación con el Plan de Emergencia Nuclear de la provincia de Tarragona (PENTA).
5. Evaluación de la implantación del proyecto de refuerzo de la seguridad.

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 CN Vandellós II dispone de los planes y los recursos humanos y materiales adecuados para la gestión de una emergencia. Además, existe una adecuada coordinación con los planes de emergencia de las autoridades en el exterior de la instalación y se realizan ejercicios y simulacros periódicos. A continuación se detallan algunos de los resultados de la revisión:

CN Vandellós II ha establecido los mecanismos necesarios para la revisión periódica y actualización de procedimientos y planes de emergencia.

Se ha verificado la idoneidad de equipos, instalaciones y centros de apoyo técnico (externos e internos) contemplados en los planes de emergencia y la idoneidad de equipos, instalaciones y centros de apoyo técnico (externos e internos) contemplados en los planes de emergencia.

Se 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

Se ha evaluado el efecto en los planes de emergencia de desarrollos residenciales e industriales en las proximidades de la instalación.

Del análisis realizado se han identificado un total de 3 fortalezas (identificadas en la tabla 4.13.6-1 del apartado 4.13 del informe de la RPS), 5 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.13.6-2 del apartado 4.13 del informe de la RPS) y 6 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.13.7-1 del apartado 4.13 del informe de la RPS). El detalle del contenido de cada una de ellas (fortalezas, debilidades (PDM) y Acciones) se recoge en las correspondientes fichas cumplimentadas en los Apéndices II, III y IV.

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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

El objetivo del FS14 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 factor de seguridad 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 apartado 4.14 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento de Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).

- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

De forma específica, el titular ha verificado:

1. Evolución de los radionucleidos presentes en aire, agua y suelo.
2. Nuevas vías de emisión de efluentes y descargas que debieran haber sido contempladas durante el periodo de la RPS (01/01/2009, 30/06/2018).
3. Idoneidad de los métodos de muestreo y del sistema de monitorización fuera y dentro del emplazamiento, alarmas asociadas, etc.

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

1. Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER).
2. Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).

Conclusiones generales de la revisión del Factor de seguridad 14

El titular, de acuerdo con los resultados de la revisión realizada y de la comparación de la sistemática de CN Vandellós II contra las referencias y buenas prácticas de la industria propuestas en el Documento Base, concluye que tanto el Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER) como el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) son procesos adecuados para controlar el impacto radiológico en el exterior de la instalación y se garantiza que las emisiones son adecuadamente controladas y tan pequeñas como es razonablemente posible.

En el marco de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II, 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 CN Vandellós II 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 tiene una repercusión anual en dosis muy alejada de los límites legales vigentes actualmente.

Del análisis realizado se han identificado un total de 1 fortaleza (identificada en la tabla 4.14.6-1 del apartado 4.14 del informe de la RPS), 1 debilidad (PDM) (identificada en la tabla 4.14.6-2 del apartado 4.14 del informe de la RPS) y 1 acción de mejora (identificada en la tabla 4.14.7-1 del apartado 4.14 del informe de la RPS). El detalle del contenido de cada una de ellas (fortaleza, debilidad (PDM) y Acción) se recoge en las correspondientes fichas cumplimentadas en los Apéndices II, III y IV.

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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

El objetivo del FS15 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 apartado 4.15 del documento de la 3ª RPS de CN Vandellós II. En este apartado se identifican, asimismo, las normas, códigos y prácticas contra las que se realiza la revisión de este FS.

CN Vandellós II, dentro de este Factor de Seguridad (FS), y de acuerdo a lo requerido en la Revisión 2 de la guía de seguridad del CSN GS-1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares" ha revisado, con carácter general, los siguientes aspectos:

- a) Evolución de los procesos y procedimientos en relación con el Factor de Seguridad en el periodo de análisis (01/01/2009-30/06/2018).
- b) Análisis de cumplimiento con las referencias normativas y mejores prácticas asignadas al Factor de Seguridad en el Documento Base apreciado favorablemente por el CSN.
- c) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones externas recibidas en relación con el Factor de Seguridad (WANO, INPO, CSN, ...).
- d) Valoración y extrapolación de resultados y propuestas de mejora derivadas de las evaluaciones internas realizadas (auditorías internas de Garantía de Calidad, procesos de autoevaluación).
- e) Valoración y análisis de tendencias de las entradas en el PIRP de Experiencia Operativa relativas al Factor de Seguridad (agrupación de registros del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) por causas raíz, atributos de WANO y métodos de gestión).

De forma específica, el titular ha evaluado los siguientes aspectos:

1. Definición de la política de optimización de la protección radiológica y criterios generales para su desarrollo e implantación.
2. Asignación clara de responsabilidades para optimización de las exposiciones a nivel organizativo tanto interno como de las Organizaciones Externas y a nivel de los trabajadores.
3. 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 termino fuente, aplicación de la optimización en las Modificaciones de Diseño, formación del personal orientada a que las dosis sean tan bajas como sea razonablemente posible.
4. 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; análisis y justificación de la evolución de la actividad vertida y de las dosis al público.

5. 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.
6. Gestión de los residuos radiactivos sólidos.
7. La revisión de la Experiencia Operativa en la gestión de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad debe comprender los programas de reducción de la generación, la identificación de las corrientes de residuos para las que aún no exista una 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 la 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 el objeto de prevenir que sean gestionados como convencionales. Se debe incluir, asimismo, la experiencia en la gestión en los residuos radiactivos sólidos de alta actividad.

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

1. Protección radiológica operacional.
2. Efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
3. Residuos radiactivos sólidos.
4. 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 PDM identificadas, concluye que CN Vandellós II dispone de los programas adecuados para gestionar la optimización de las exposiciones a radiaciones ionizantes, no identificándose aspectos relevantes que pudieran comprometer la Operación a Largo Plazo. A continuación se detallan algunos de los resultados de la revisión:

El análisis comparativo de dosis colectiva entre CN Vandellós II y el resto de plantas PWR europeas y sus plantas gemelas (W32, Westinghouse de tres lazos y segunda generación), utilizando el ISOE (Sistema de Información sobre Exposición Operacional) pone de manifiesto que las dosis en CN Vandellós II se sitúan por encima de la media W32, fundamentalmente debido al hecho que la mayor parte de las plantas W32 han sustituido los Generadores de Vapor, resultando en una reducción considerable de su término fuente, siendo similares a las dosis de aquellas plantas de diseño Westinghouse, similar al de CN Vandellós II, con Generadores de Vapor de Inconel 600-TT no sustituidos y, por tanto, con un término fuente equivalente.

Entre las mejoras introducidas en el periodo, a partir de la 13ª parada para Recarga (año 2003) Vandellós II implantó el Programa de Reducción del Término Fuente, cuyos resultados se han traducido en una reducción muy significativa de los valores del Fondo Radiológica Ambiental (FRA).

En cuanto a la contribución de los efluentes radioactivos líquidos y gaseosos en la dosis anual en el periodo analizado, se destaca que la dosis efectiva anual total por las emisiones de efluentes se encuentran, en todo el periodo analizado, dos órdenes de magnitud por debajo de la Restricción Operacional de Dosis (100 μ Sv en 12 meses consecutivos).

Respecto a la gestión de Residuos de Baja y Media Actividad, las prácticas de segregación han permitido obtener excelentes resultados de ahorro de volumen, cuantificándose en más de 6.000 unidades los bultos de residuos que se hubiesen generado de no haberse aplicado estas prácticas, bultos que de esta manera han abandonado la instalación como residuo convencional o residuo desclasificado; y que supone un ahorro medio del 54% respecto del total de bidones generados en el periodo.

Del análisis realizado se han identificado un total de 5 fortalezas (identificadas en la tabla 4.15.6-1 del apartado 4.15 del informe de la RPS), 5 debilidades (PDM) (identificadas en la tabla 4.15.6-2 del apartado 4.15 del informe de la RPS) y 9 acciones de mejora (identificadas en la tabla 4.15.7-1 del apartado 4.15 del informe de la RPS). El detalle del contenido de cada una de ellas (fortalezas, debilidades (PDM) y Acciones) se recoge en las correspondientes fichas cumplimentadas en los Apéndices II, III y IV.

El resumen de resultados de los Factores de Seguridad tras la fase de Evaluación Global se encuentra recogido en el Capítulo 5 correspondiente al Informe de Evaluación Global de la presente RPS.

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

De acuerdo con el Documento Base de la RPS, los programas de mejora de la seguridad se incluyen en cada FS, por lo que del FS 16 no tiene un desarrollo específico.

2.2.1.3 Evaluación global de los resultados de la RPS

La evaluación global de la RPS de CN Vandellós II se describe en el apartado 5 de la RPS. Este documento ha sido desarrollado por el titular tomando como referencias fundamentales el Documento Base de la RPS, los informes de cada uno de los 15 factores de seguridad revisados y el análisis de normativa, y la Guía GS-1.10 Rev. 2 del Consejo de Seguridad Nuclear.

El objetivo de la Evaluación Global es realizar una evaluación global de los resultados de los análisis de los Factores de Seguridad para establecer 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 hasta la siguiente RPS. La metodología de evaluación global se describe en el Documento Base (DB) de la RPS.

En el DB 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. El PME evaluará cada una de las debilidades (PDM) identificadas en los análisis de los diferentes Factores de Seguridad, junto con las Acciones de Mejora recomendadas por los autores del Factor de Seguridad. Asimismo, el PME analizará si existen interfases entre los resultados del análisis de los Factores de Seguridad, evaluando condiciones transversales que afecten a debilidades (PDM) de más de un Factor de Seguridad o si existen contradicciones entre las debilidades (PDM) y las fortalezas identificadas.

Como resultado de la Evaluación Global, el PME elaborará un documento de Evaluación Global que recogerá el resumen de los informes de revisión de los factores de seguridad, las debilidades (PDM) y fortalezas identificadas en cada uno, las interfaces entre los resultados de la revisión de los distintos Factores de Seguridad, y una propuesta de plan de acción que recoja las acciones de mejora necesarias, priorizadas desde el punto de vista de la seguridad, para asegurar que la central mantiene un elevado nivel de seguridad.

La valoración global de los resultados significa identificar posibles temas comunes en varios FS, con objeto de tener una visión conjunta de los mismos. Esta revisión, los solapes e interacciones, puede poner de manifiesto resultados adicionales a los surgidos de la revisión de los Factores de Seguridad, o bien proporcionar información útil en lo que a la valoración de la importancia para la seguridad de dichos resultados se refiere.

La Evaluación Global llevada a cabo por el PME, comprende las siguientes fases:

- FASE 1 Valoración y revisión de TODAS las fortalezas identificadas.
- FASE 2 Revisión y caracterización de TODAS las PDM identificadas.
- FASE 3 Valoración y revisión de TODAS las acciones propuestas.
- FASE 4 Realización de informe de resultados y plan de Implantación.

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, según 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, 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 Servicios Técnicos de ANAV.

VICEPRESIDENTE: Director de CN Vandellós II.

MIEMBROS:

Jefe de Operación de CN Vandellós II
 Jefe de Mantenimiento de CN Vandellós II
 Jefe de Ingeniería de planta CN Vandellós II
 Jefe de Licenciamiento y Seguridad Operativa de ANAV
 Jefe de Análisis de Seguridad de ANAV
 Jefe de Ingeniería de Aprovisionamientos de ANAV
 Jefe de Seguridad Integrada de CN Vandellós II
 Jefe de Proyectos, Programas y Materiales de ANAV
 Jefe de Protección Radiológica de CN Vandellós II
 Jefe del Grupo de Calidad (Calidad, Factores Humanos y Organizativos) de ANAV

Las actividades llevadas a cabo, son las siguientes:

1. Revisar y aprobar todas las Fortalezas identificadas que se consideren aceptables.
2. Revisar, caracterizar la importancia para la seguridad y aprobar todas las PDM identificadas que se consideren aceptables.
3. Revisar, priorizar y aprobar las Acciones propuestas.
4. Proponer alternativas de solución cuando ello sea aplicable.
5. Evaluar el impacto global sobre la seguridad de cada debilidad (PDM) individual, considerando posibles efectos adversos.
6. Identificar los posibles impactos de cada debilidad (PDM) sobre el resto de las identificadas en los distintos Factores de Seguridad.
7. Realizar el informe de Evaluación Global y la propuesta de programa de implantación asociado a la RPS.

Adicionalmente a la composición anterior, el PME ha contado con la participación del Equipo de Coordinación de la RPS, y con el apoyo de personal adicional necesario, para dar soporte a la Evaluación Global de resultados dando respuesta a las cuestiones o solicitudes de información adicional que han surgido en el transcurso de la misma.

En cuanto a la FASE 1, el PME ha revisado la descripción y contenido de cada fortaleza, incluyendo las interacciones con otros FS, usando como referencia la matriz de interfases de la guía SSG-25 del OIEA. Si bien las acciones propuestas se han derivado principalmente de las PDM identificadas, han surgido algunas acciones derivadas de Fortalezas con el objeto de su consolidación, mejorarla o ampliar el alcance de la misma. Estas acciones, se han valorado en el marco de la Fase 3 junto con el resto de acciones propuestas para su priorización.

En cuanto a la FASE 2, Se ha procedido por parte del PME a revisar la descripción y contenido de las Debilidades (PDM) propuestas, incluyendo las interacciones con otros FS usando como referencia la matriz de interfases de la guía SSG-25 del OIEA.

De acuerdo con el Documento Base de la RPS, la valoración de cada debilidad (PDM) se ha realizado efectuando una caracterización de la importancia para la seguridad en cuatro posibles categorías, esto es: alta, media, baja, o muy baja, considerando los principales criterios de categorización incluidos en la guía GG-1.04 "Gestión del Proceso de Identificación y Resolución de Problemas". Se establecen los siguientes niveles de importancia para las debilidades (PDM):

- Importancia Alta: Equivalente a No Conformidad Categoría A en el Programa de Acciones Correctivas (PAC). 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 el PAC. 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 el PAC. 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 el PAC. 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.

Como herramientas disponibles para la anterior categorización se consideran:

- Comparación con otras cuestiones similares categorizadas o priorizadas previamente.
- Revisión de estudios previos existentes sobre la temática a analizar.
- Desarrollo de una evaluación de alcance limitado centrada en el tema a solicitud del PME.
- Aproximaciones deterministas de defensa en profundidad o basadas en la Experiencia Operativa.
- Juicios de experto.

En aplicación de la metodología, y durante el transcurso de la elaboración de esta Fase, el PME ha establecido criterios complementarios para el tratamiento de las PDM identificadas de los resultados de los análisis de los FS, con objeto de agruparlas, o anularlas por no considerarse aceptables de manera argumentada.

En cuanto a la FASE 3, para la revisión de las Acciones propuestas, el PME ha realizado su valoración de acuerdo a los siguientes criterios generales:

- a) Asegurar que las acciones propuestas están bien definidas y que responden a la PDM que las origina.
- 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 asociadas a la 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.

Se han utilizado fundamentalmente criterios cualitativos y, en función de la Acción de mejora a valorar se ha considerado utilizar las siguientes herramientas existentes, tales como:

- Comparación con otras cuestiones similares categorizadas o priorizadas previamente.
- Revisión de estudios previos existentes sobre la temática a analizar.
- Desarrollo de una evaluación de alcance limitado centrada en el tema a solicitud del PME.
- Aproximaciones deterministas de defensa en profundidad o basadas en la Experiencia Operativa.
- Juicio de experto.
- APS.

En los casos en los que se ha considerado contemplar una evaluación cuantitativa de las mejoras propuestas, se ha tomado como base la guía GS-1.14 Rev. 1 del CSN desarrollada con el objeto de definir los criterios básicos que deben cumplir los Análisis o Evaluaciones de Seguridad informados por el riesgo, entendiendo como tales aquellos Análisis o Evaluaciones de Seguridad en los que se toman en consideración los resultados de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) o análisis de tipo probabilista basados en los mismos.

La valoración y evaluación de las acciones propuestas de los análisis de los Factores de Seguridad por parte del PME, ha constado de los siguientes pasos:

1. Impacto potencial de la mejora en la solución.
2. Valoración de las interfases con otros Factores.
3. Análisis de factibilidad.
4. Priorización.

De acuerdo con el DB, el PME ha realizado la determinación de la importancia para la seguridad de todas las Acciones de Mejora que se hayan considerado factibles o razonablemente practicables, utilizando los siguientes criterios de prioridad:

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 el incrementar las prioridades que afloran de la aplicación de la anterior tabla. En concreto, para aquellas acciones que supongan una mejora en más de un Factor de Seguridad y para aquellas debilidades (PDM) de importancia alta que no dispongan de ninguna Acción de impacto total, se valorará el incrementar el orden en la priorización.

Aquellas acciones que se establezcan como de priorización 4 no formarán parte del plan de acción propuesto dentro del marco de la RPS.

La evaluación y valoración por parte del PME para las acciones propuestas de acuerdo a los cuatro pasos antes descritos, han quedado plasmadas en el apartado correspondiente de las fichas de acción junto con la referencia del acta de reunión en donde se ha tratado la misma y el acta en la que se ha dado por aceptable. De ese modo queda reflejada la trazabilidad del proceso de evaluación llevado a cabo.

En el caso que la acción provenga de una fortaleza, la prioridad será asignada a juicio del PME al no ser aplicable la matriz de priorización anterior por no derivarse de una PDM.

En cuanto a la FASE 4, tiene como objetivo obtener como producto final del proceso tanto la aceptación del Informe de Evaluación Global como el establecimiento del programa de implantación vinculado a la presentación de la RPS.

Asimismo y de manera independiente al anterior programa se han recogido en el PAC 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. En dicho listado se incluye la referencia PAC, su estado (abierta/cerrada) y la categoría asignada.

El Panel de Expertos ha contemplado Fortalezas no recogidas en los análisis de los Factores de Seguridad, como por ejemplo:

- F/4.02-007/006: Programa de inspecciones sistemáticas definido en el PG-3.10, más allá de los requerimientos de la IS-23 para la Inspección en Servicio.
- F/4.02-010/003: Iniciativa para un proceso de gestión proactivo de la obsolescencia.
- F/4.08-004/007: Proceso del PIRP robusto e implantado que refuerza la seguridad.
- F/4.10-004/002: Sistema de Gestión robusto e implantado que refuerza la seguridad.

Se ha partido de un total de 206 Fortalezas identificadas del análisis de Factores de Seguridad, quedando tras el proceso de revisión del PME un número de 76 Fortalezas, tras su valoración, cribado y agrupación de acuerdo con los criterios establecidos.

De las Fortalezas identificadas, 27 responden a la adherencia con las mejores prácticas de la industria según las evaluaciones realizadas en el alcance establecido en el Documento Base de la RPS y 49 responden a procesos que, sin estar referidos de manera concreta a una referencia normativa del Documento Base, se consideran sólidos y robustos de una manera medible durante el periodo.

Respecto a las debilidades (PDM), el PME ha partido de un total de 158 PDM identificadas en los análisis de Factores de Seguridad, quedando tras el proceso de revisión 112 PDM, tras su valoración, cribado y agrupación. En cuanto a su distribución, según su importancia para la seguridad, resultan:

- 0 PDM de importancia para la seguridad ALTA
- 9 PDM de importancia para la seguridad MEDIA
- 64 PDM de importancia para la seguridad BAJA
- 39 PDM de importancia para la seguridad MUY BAJA

El Panel de Expertos ha contemplado las PDM no recogidas en los análisis de los Factores de Seguridad, como por ejemplo:

- Plan de actuación en relación con el comportamiento de las válvulas de seguridad del PZR en el FS 2 (PDM/4.02-007/006).
- La necesidad de una mayor integración de la Ingeniería de Factores Humanos en las fases iniciales del diseño (PDM/4.12-011/001).

Las PDM de importancia MEDIA para la seguridad (9), son relativas a los siguientes temas:

- Estrategia de almacenamiento de combustible gastado (FS 1).
- Fiabilidad de los Generadores Diésel de Emergencia (FS 2).
- Gestión del envejecimiento: problemática de Primary water stress corrosion cracking PWSCC (INCONEL 600) (FS 2).
- OLP: Plan de actuación derivado de la Misión SALTO del OIEA (FS 4).
- Reducción de los valores de los análisis de riesgo (FS 6 y FS 7).

No se han identificado desviaciones con respecto a la base de licencia vigente en el ámbito de la RPS que hubieran requerido abordar, una vez identificadas, de modo "inmediato" y a través de los cauces previstos para ello.

Respecto a las ACCIONES, el PME ha partido de un total de 187 acciones identificadas de los análisis de Factores de Seguridad, quedando tras el proceso de revisión del PME un número de 131 acciones, tras su valoración, cribado y agrupación. En cuanto a su distribución según su prioridad, resultan tras la revisión del PME:

- 0 acciones de prioridad 1
- 12 acciones de prioridad 2
- 73 acciones de prioridad 3
- 46 acciones de prioridad 4

Adicionalmente se han propuesto 8 acciones derivadas de Fortalezas, surgidas con el objeto de consolidar las mismas, y estableciéndose una Prioridad 5 para las mismas.

Las acciones establecidas por el PME como de prioridad 2 son las siguientes:

- Modificación para aumentar la capacidad de almacenamiento de la Piscina de combustible gastado (PCG) y proyecto de Almacenamiento temporal individual (ATI) en función de la disponibilidad del Almacenamiento temporal centralizado (ATC) (estrategia de almacenamiento de combustible gastado, FS 1) (2 acciones).
- Adaptación de las herramientas de manejo de combustible y dotar al emplazamiento para el traslado de contenedores de combustible gastado (estrategia de almacenamiento de combustible gastado, FS 1) (3 acciones).
- Plan de actuación para la mejora de la Fiabilidad de los GDE (FS 2) (3 acciones).
- Implantación del programa derivado de la Misión SALTO del OIEA (FS 4) (1 acción).
- Ampliar el alcance para la gestión de la problemática del Primary water stress corrosion cracking (PWSCC) con una inspección adicional por ultrasonidos en las soldaduras de las penetraciones del fondo de la vasija del Reactor previo a la entrada en Operación a Largo Plazo (FS 2) (1 acción).
- Dotar de disparo automático a las bombas de refrigeración del reactor (BRR) para la reducción de los valores resultantes de los análisis de riesgo (FS 6 y FS 7) (2 acciones).

Para la elaboración del programa, a partir de partir de las acciones de Prioridades 1, 2 y 3, resultantes de la Fase 3 de la Evaluación Global, se han generado una serie de líneas de actuación atendiendo a las temáticas que acometen las acciones propuestas e independientemente de los Factores de Seguridad cuyo análisis origina las mismas:

LÍNEA 1 ESTRATEGIA DE ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO
 LÍNEA 2 FIABILIDAD DE LOS GENERADORES DIÉSEL DE EMERGENCIA
 LÍNEA 3 VÁLVULAS DE SEGURIDAD DEL PRESIONADOR
 LÍNEA 4 PLAN DE ACTUACIÓN INCONEL 600 (PWSCC)
 LÍNEA 5 REDUCCIÓN DEL RIESGO
 LÍNEA 6 OPERACIÓN A LARGO PLAZO

LÍNEA 7 VIGILANCIAS E INSPECCIONES ADICIONALES
LÍNEA 8 MEJORAS EN LOS PROCEDIMIENTOS DE OPERACIÓN
LÍNEA 9 FACTORES HUMANOS
LÍNEA 10 ADAPTACIÓN A NORMAS ACTUALIZADAS Y MEJORES PRÁCTICAS

El PME ha tratado cada una de las líneas de actuación proponiéndose plazos para cada una de las acciones asignadas a cada línea, para lo que ha tenido en cuenta la coherencia de los mismos con la priorización asignada, la importancia para la seguridad de las PDM que las originan, la factibilidad de las acciones propuestas, así como su vinculación o no con la entrada en OLP. Asimismo se han tenido en cuenta la actual planificación de ciclos y recargas de CN Vandellós II así como la relación entre acciones que necesariamente deban implantarse de manera simultánea en el tiempo.

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 autorización de explotación, son los siguientes:

Estudio	Edición	Fecha
APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1	7A 7	Septiembre 2017 Diciembre 2016
APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 2	4	Abril 2018
APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1	3	Agosto 2014
APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 2	0	Diciembre 2014
APS de Incendios a Potencia de Nivel 1	2	Marzo 2019
APS de Inundaciones a Potencia de Nivel 1	3	Agosto 2016
APS de Inundaciones a Potencia de Nivel 2	0	Marzo 2018
APS de Inundaciones en Otros Modos de Nivel 1	0	Marzo 2017
APS de Inundaciones en Otros Modos de Nivel 2	0	Marzo 2019
IPEEE Sísmico	4	Agosto 2017
IPEEE de Otros Sucesos Externos	4	Febrero 2019

El titular ha remitido el documento DST 2019-034 Rev. 0 “Revisión de los APS como Documentación Complementaria de la Solicitud de Autorización de Explotación”, cuyo objeto es verificar que se cumplen los criterios mínimos sobre los análisis de APS y su revisión para que sean válidos al objeto de acompañar a la solicitud de autorización conforme a las directrices de la GS 1.15 “Actualización para la Revisión Periódica de Seguridad”. En particular:

- El mantenimiento de los APS conforme a lo establecido en los apartados 4 y 5 de la citada guía de seguridad.
- Justificación de la validez de los APS que no hayan sido mantenidos o actualizados en los dos años anteriores.

El mantenimiento de los diferentes estudios de APS debe ser conforme al alcance y períodos de actualización máximos indicados en los apartados 4 y 5 de la Guía de Seguridad 1.15: 5 años para los estudios principales (APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1, APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 2, APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1, APS de Incendios a Potencia de Nivel 1, APS de Inundaciones a Potencia de Nivel 1) y 10 años para el resto. En la actualidad el titular ha llevado a cabo la actualización del APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1 y APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 2, cuyo período máximo de actualización cumplió en junio de 2019 y posteriormente ha abordado la actualización del APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1.

El apartado 6 de la Guía de Seguridad requiere que se justifique la validez de los estudios que no se han actualizado en los últimos 2 años. En el caso de los estudios principales esta validez se justifica periódicamente mediante los informes de ciclo. Para el resto de estudios la justificación aportada por el titular es la siguiente:

- *APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1, edic. 7A, sep 2017:*

Desde la emisión de la Edición 7 del APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1 se han emitido los siguientes informes de ciclo:

- Estado de Actualización del APS a VR21 (2016). Edición 7A
- Estado de Actualización del APS a VR22 (2018)

Dada la conclusión de los informes de ciclo, donde no se han identificado cambios en la instalación relevantes para los resultados del APS, la actualización preceptiva no es requerida hasta septiembre de 2022 y por tanto, el titular considera que la edición que acompaña a la solicitud de autorización de explotación cumple los criterios mínimos establecidos en la GS 1.15 para tal fin. Por todo ello, el titular concluye que dicho estudio es válido según la GS-1.15.

- *APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 2, edic. 4 abril 2018:*

Desde la emisión de la Edición 7 del APS de Sucesos Internos a Potencia de Nivel 1 se ha emitido el siguiente informe de ciclo:

- Estado de Actualización del APS a VR22 (2018)

Dada la conclusión del informe de ciclo, donde no se han identificado cambios en la instalación relevantes para los resultados del APS, la actualización preceptiva no es requerida hasta abril de 2023 y por tanto el titular concluye que la edición que acompaña a la solicitud de autorización de explotación cumple los criterios mínimos establecidos en la GS 1.15.

- *APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1, edic. 3, agosto 2014*

Desde la emisión de la Edición 3 del APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 1 se han emitido los siguientes informes de ciclo:

- Estado de Actualización del APS a VR20 (2015)
- Estado de Actualización del APS a VR21 (2016)
- Estado de Actualización del APS a VR22

Dada la conclusión de los informes de ciclo, donde no se han identificado cambios en la instalación relevantes para los resultados del APSOM, la actualización preceptiva no era requerida hasta agosto de 2019 y por tanto, la edición que acompaña a la Solicitud de Autorización de Explotación cumple los criterios mínimos establecidos en la GS 1.15.

- APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Nivel 2, edic. 0, diciembre 2014

Para este modelo la GS 1.15 establece en su punto 4 las siguientes directrices de actualización:

- No hay requisitos de mantenimiento de primer o segundo nivel, ya que este modelo de APS no se utiliza en ninguna aplicación de regulación informada por el riesgo.
- En cuanto a la actualización la guía indica: Actualización cada diez años.

En consecuencia, el titular considera que la edición 0 que acompaña la solicitud de Autorización de Explotación satisface las directrices de la GS 1.15.

- APS de Incendios a Potencia de Nivel 1, edic. 2, marzo 2019

Dada la fecha de emisión de la edición 2 del APS de Incendios a Potencia de Nivel 1, no aplica realizar un análisis de su estado de mantenimiento conforme a la GS 1.15.

- APS de Inundaciones a Potencia de Nivel 1, edic. 3, agosto 2016

Desde la emisión de la Edición 3 del APS de Inundaciones se han emitido los siguientes informes de ciclo:

- Estado de Actualización del APS a VR21 (2016)
- Estado de Actualización del APS a VR22 (2018)

La conclusión de todos ellos es que el modelo del APS de Inundaciones sigue siendo vigente

- APS de Inundaciones a Potencia de Nivel 2, edic. 0, marzo 2018

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

- APS de Inundaciones en Otros Modos de Nivel 1, edic 0, marzo 2017

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

- APS de Inundaciones en Otros Modos de Nivel 2, edic 0, marzo 2019

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

- IPEEE Sísmico, edic. 0, agosto 2017

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

- IPEEE de Otros Sucesos Externos, edic. 4, febrero 2019

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

- *APS de Otras Fuentes Edición 0 del estudio, emitida en diciembre de 2015:*

La GS 1.15 no establece requerimientos de mantenimiento e indica: Actualización cada diez años.

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 Autorización de Explotación de la Central Vandellós II, presentada por el titular a MITECO mediante carta ATA-MIE-011100, recoge, como documentación presentada en relación con los análisis de envejecimiento correspondientes al punto iv) del apartado 2 de la actual Autorización de Explotación, modificada mediante orden ETU/531/2017 de 5 de junio de 2017), el análisis de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) dedicado al Factor de Seguridad 4 – Envejecimiento y el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).

El CSN, con el objeto de complementar la información aportada, en cuanto al conocimiento del estado de las ESC, mediante carta CSN/C/DSN/VA2/19/25 de 3 de mayo de 2019 solicitó un informe integrado sobre el estado de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) de seguridad de la central, que incluyera un análisis específico del estado de envejecimiento de los componentes y de la integridad de las estructuras de los sistemas de seguridad de la central.

En respuesta al escrito del CSN, el titular ha remitido al CSN mediante la carta de ref. CNV-L-CSN-6932 de 31/10/2019 (nº reg. 45035), el documento DST 2019-202 Rev. 0 “Informe Integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad de C.N. Vandellós II en relación con la Solicitud de Renovación de la Autorización de Explotación”.

El alcance del análisis presentado es el establecido en el plan enviado al CSN mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6835. El desarrollo de las fichas objeto del informe presentado sigue

la estructura utilizada en la ficha de ejemplo, sobre el sistema BC, enviada al CSN con carta ref. CNV-L-CSN-6852.

Los sistemas analizados corresponden a aquellos que realizan funciones relacionadas con la seguridad. El análisis del estado de los sistemas considerados cubre los siguientes apartados para cada uno de los sistemas:

1. Descripción del sistema. Descripción del sistema acorde con la información de las Bases de Diseño de la planta, junto con un diagrama simplificado del mismo y el tipo de ESC que forman parte del sistema.
2. Programas y actividades aplicables para la gestión de envejecimiento. Descripción de los procesos y prácticas existentes en CN Vandellós II que permiten identificar, vigilar y evaluar el estado del sistema, incluyendo posibles mecanismos de degradación por envejecimiento. Estos programas y actividades incluyen:
 - Plan de Gestión de Vida de la central;
 - Programa de Mantenimiento Preventivo;
 - Regla de Mantenimiento
 - Mantenimiento de la Calificación;
 - Inspección en Servicio (ISI);
 - Proceso de Fiabilidad de Equipos. Diagnóstico de salud de los sistemas;
 - Procesos de Gestión de la Obsolescencia;
 - Otros programas.
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 previstas para el próximo periodo de operación. Actuaciones de mejora significativas, que están actualmente en curso o planificadas, y que están relacionadas con la gestión de envejecimiento y/o la mejora de la fiabilidad del sistema.
5. Ficha de estructuras relacionadas con la seguridad: Descripción del edificio, Programas y actividades aplicables para la gestión del envejecimiento; Resultados de la aplicación de los programas, actividades de gestión del envejecimiento y experiencia operativa; Actuaciones previstas para el próximo periodo de operación.
6. Conclusiones. Evaluación general del sistema en base a las actividades de seguimiento del estado del sistema y del análisis de los resultados de dichas actividades.

A continuación se resumen las conclusiones más relevantes del análisis realizado por el titular:

El informe integrado llevado a cabo, pormenorizando el detalle para cada sistema y estructura de seguridad, refrenda las conclusiones derivadas del análisis de la tercera Revisión Periódica de Seguridad llevada a cabo.

Los programas de mantenimiento y prácticas de la Regla de Mantenimiento que vigilan la efectividad del mismo, la gestión de la calificación ambiental que se basa en la identificación

de mecanismos de envejecimiento debidos al proceso operacional, el proceso de Fiabilidad de Equipos (documento INPO-AP-913) para la identificación de la condición de las ESC importantes y mejora continua del mantenimiento preventivo, el proceso de gestión de la obsolescencia, los programas de Inspección en Servicio y por último, los programas de gestión del envejecimiento (PGE) en aplicación de la metodología de Gestión de Vida de acuerdo con la instrucción IS-22, contienen las previsiones necesarias para la detección temprana y mitigación, en su caso, de los mecanismos y efectos del envejecimiento de las ESC importantes para la seguridad tanto para ESC pasivas como para ESC activas.

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 Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) de CN. Vandellós II, 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 Vandellós II se describe en el siguiente documento:

Central Nuclear Vandellós II. Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) revisión 1, de 6 de marzo de 2019.

El Estudio de Gestión del Envejecimiento (EGE) ha sido elaborado conforme a las directrices dadas por la Nuclear Regulatory Commission (USNRC) en el NUREG-1800 Rev. 2 "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants", 2010 y por el Nuclear Energy Institute (NEI) en el documento NEI 95-10, "Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule" Nuclear Energy Institute, NEI 95-10, "Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 – The License Renewal Rule", que son consistentes con las de la Regulatory Guide 1.188, "Standard Format and Content for Applications to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses" Rev. 1, 2005.

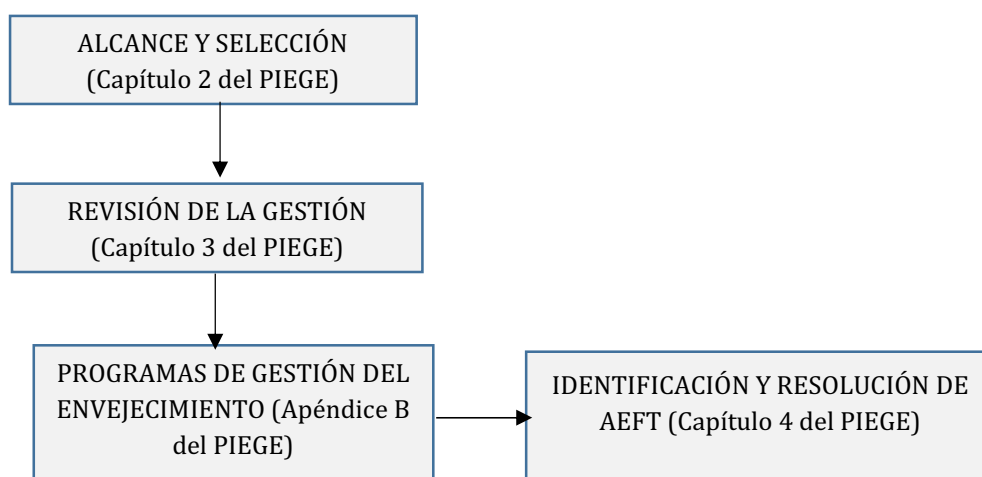
Los estudios de gestión del envejecimiento incluyen:

- Definición del alcance y selección de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC). En el marco de los sistemas Importantes para la Seguridad, el alcance de las actividades de gestión del envejecimiento aplica a las estructuras y componentes pasivos y que no

estén incluidos en ningún programa de sustitución basado en el mantenimiento de la vida cualificada o cualquier programa de sustitución periódico.

- Identificación de efectos y mecanismos de envejecimiento significativos. La revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE) identifica los mecanismos de envejecimiento y efectos potencialmente aplicables para las combinaciones material/ambiente existente en planta, para las ESC identificadas anteriormente. Asimismo, se toma en consideración la Revisión de la Experiencia Operativa Propia y Ajena relacionada con el envejecimiento.
- Evaluación de las prácticas de mantenimiento para garantizar que las consecuencias del envejecimiento están adecuadamente vigiladas. En los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) se evalúan y normalizan las prácticas de mantenimiento, con el objeto de valorar si los mecanismos y efectos del envejecimiento, previamente identificados, están adecuadamente vigilados, controlados y mitigados. Se constata periódicamente la validez y eficacia de las actividades de vigilancia, control y mitigación en la gestión de los Efectos de Envejecimiento que Requieren Gestión (EERG) en las ESC incluidas en los PGE.
- Análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida: Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT).
- Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad con los estudios y análisis que justifican la Operación a Largo Plazo (OLP) de la Central.
- Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) con los cambios necesarios para mantener las condiciones de OLP de la Central.

De forma gráfica la estructura del PIEGE es la siguiente:



Como se ha indicado anteriormente, el Plan de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) tiene como objetivo demostrar que los efectos del envejecimiento están adecuadamente gestionados de forma que las funciones propias de las ESC de la central serán mantenidas de forma consistente con sus bases de licencia durante el periodo de operación a largo plazo (OLP). Los datos de partida para llevar a cabo el PIEGE son los siguientes:

- a) Las bases de licencia de la central¹:
- Estudio de Seguridad.
 - Documentos Base de Diseño.
 - Informes de Análisis de Cumplimiento de Normativa.
 - Condicionados anexos a las Autorizaciones de Explotación.
- b) La metodología de evaluación y gestión del envejecimiento, desarrollada de acuerdo con la siguiente normativa: IS-22, 10 CFR Part 54, Regulatory Guide 1.188, NUREG-1800, NUREG-1801 y NEI 95-10.

El PIEGE se organiza en cuatro capítulos, cuatro apéndices y un anexo.

En el *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.

En el *Capítulo 2: "Definición del alcance y selección de estructuras y componentes sujetos a revisión de la gestión del envejecimiento"* se describe y justifica la metodología utilizada para identificar los componentes y estructuras que deben someterse a Revisión de Gestión del Envejecimiento (RGE). 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.

Se muestran en este capítulo los resultados obtenidos de la aplicación de esta metodología a los sistemas mecánicos, sistemas estructurales, sistemas eléctricos y sistemas de instrumentación y control de la central.

¹ A juicio del CSN en este listado no se incluyen todos los documentos que recogen las bases de licencia de la central

En el *Capítulo 3 “Resultados de la Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE)”*. Recoge la demostración de que los efectos de envejecimiento aplicables a los componentes y estructuras 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 subapartados que corresponden a la vasija del Reactor, sus internos y el sistema de refrigeración del Reactor; 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. Los resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento se agrupan en seis subsecciones, en base al índice de contenidos del capítulo 3 del NUREG-1800:

- 3.1. Gestión del envejecimiento de los Sistemas de Refrigeración del Reactor.
- 3.2. Gestión del envejecimiento de los Sistemas de Salvaguardias Tecnológicas.
- 3.3. Gestión del envejecimiento de los Sistemas Auxiliares.
- 3.4. Gestión del envejecimiento del Sistema de Vapor y Conversión de Potencia.
- 3.5. Gestión del envejecimiento de Contenciones, Estructuras y Soportes de Componentes.
- 3.6. Gestión del envejecimiento de Sistemas Eléctricos y de Instrumentación y Control.

Los componentes y estructuras sujetos a RGE han sido evaluados para demostrar que los efectos de envejecimiento serán gestionados de forma que sus funciones propias se mantendrán consistentes con las bases de licencia actuales durante el periodo de operación a largo plazo. Asimismo, los componentes, efectos y mecanismos de envejecimiento identificados y los programas que serán utilizados para gestionar los efectos de envejecimiento en CN Vandellós II han sido comparados con los incluidos en el NUREG-1801.

Los resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento se agrupan en seis subsecciones, según se ha indicado anteriormente, que corresponden a la vasija del reactor, sus internos y el sistema de refrigeración del reactor; a los sistemas de salvaguardias tecnológicas; a los sistemas auxiliares; al sistema de vapor y conversión de energía; a la contención, estructuras y soportes de componentes y, finalmente, a los sistemas eléctricos y de instrumentación y control.

En el *Capítulo 4 “Análisis de envejecimiento en función del tiempo (AEFT)”*, se describe la metodología empleada para la identificación de los análisis que se deben realizar en CN Vandellós II y la lista de AEFT resultado de la misma. Se incluye también la evaluación de cada uno de ellos con la demostración de que:

- El análisis permanece válido para el periodo de vida extendida.
- El análisis ha sido prolongado hasta el final de la vida extendida.
- El efecto de envejecimiento será adecuadamente gestionado.

Las evaluaciones se agrupan en cinco subapartados, que corresponden a los análisis de fragilización neutrónica de la vasija del reactor; a los de fatiga de metales en sistemas

mecánicos; a los de calificación ambiental; a los de fatiga de la contención metálica y, finalmente, a los análisis específicos de la central, según la clasificación indicada en el documento NUREG-1801.

El *Apéndice A “Suplemento al Estudio de Seguridad”*, recoge la referencia a la Propuesta de Cambio al Estudio de Seguridad de la Central que contiene la descripción resumida de los programas y actividades que serán utilizados para la gestión de los efectos del envejecimiento, así como un resumen de los Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo.

En el *Apéndice B “Programas y actividades de gestión del envejecimiento”* se describen con más detalle los programas y actividades de gestión del envejecimiento que se referencian en los capítulos 3 y 4.

El *Apéndice C “Respuesta a los Ítems de Acción del Titular (A/LAI) para la inspección y evaluación de los componentes internos de las vasijas PWR mediante la guía MRP-227-A”* proporciona las respuestas de CN Vandellós II a las cuestiones planteadas por la NRC en su informe de evaluación de seguridad asociado con la inspección de internos de la vasija en reactores de agua a presión (MRP-227-1 “Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines”)

El Apéndice D: Cambios en las Especificaciones Técnicas. “Cambios en las Especificaciones Técnicas” cumple los requisitos de la IS-22, identificando los cambios que pueden ser necesarios introducir en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), para el periodo de OLP. En CN Vandellós II el único cambio previsto sería la actualización de las curvas límite de operación Presión-Temperatura (P-T) y los valores de puntos de tarado de las válvulas de alivio del presionador para el sistema de protección contra sobrepresiones en frío (COMS). Sin embargo, de acuerdo al Sub-Apartado 4.2.2.1.3 del NUREG-1800, la actualización de las curvas P-T y del COMS, no necesita ser incorporada como parte de la documentación para la Operación a Largo Plazo, dado que las propias Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de CN Vandellós II requieren su revisión, cuando sea necesario, de acuerdo al programa de vigilancia de la vasija.

No obstante, se han revisado las curvas límite de calentamiento y enfriamiento Presión Temperatura (P-T) para la Operación a Largo Plazo incluyéndose en este Apéndice la referencia a la Propuesta de Cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de CN Vandellós II.

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.

PC-V/A220 Rev. 1: Se genera un nuevo capítulo en el Estudio de Seguridad denominado “Capítulo 19. Programas y Análisis derivados del Plan de Gestión de Vida para la Operación a Largo Plazo (OLP)”. El objeto de este capítulo es enumerar y describir los Programas de Gestión del Envejecimiento acreditados en CN Vandellós II, así como el resumen y conclusiones de los Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo. Este suplemento también contiene la lista de

compromisos para el cumplimiento con las actividades requeridas por los programas desarrollados, antes de la entrada en la Operación a Largo Plazo. En esta revisión 1 se incluyen los resultados del AEFT de fatiga de los generadores de vapor (GGVV), así como la alusión a la actualización de todos los cálculos de fatiga hasta 2018.

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.

PC-307, rev.0: El objeto de esta propuesta es la modificación de la ETF 3/4.4.9 de CN Vandellós II "Límites de Presión/Temperatura", teniendo en cuenta:

- Las conclusiones de la resolución del Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT) de fragilización neutrónica en CN Vandellós II.
- La notificación de la NRC RIS 2014-11 "Information on Licensing Applications for Fracture Toughness Requirements for Ferritic Reactor Coolant Pressure Boundary Components".
- Las conclusiones del análisis de la Experiencia Operativa (EO) LER 454-2014-002-00 "Non compliance with Technical Specification 3.4.3, "RCS pressure and temperature (P-T) limits"", y otras experiencias operativas (EEOO) análogas, recopiladas en la acción e-PAC 14/4358/04.
- Cambios en la temperatura mínima de atornillado de la tapa de vasija del reactor.

La propuesta de cambio a la ETF 3/4.4.9 supone modificar las curvas vigentes de Presión/Temperatura (P-T) del Sistema de Refrigerante del Reactor (RCS), para incluir:

- El marco operativo hasta los 54 Años Efectivos a Plena Potencia (EFPY, por su acrónimo en inglés), correspondiente a 60 años de operación comercial. Las curvas propuestas consideran los valores actualizados de la Temperatura de Referencia Ajustada (ART), al nivel de fluencia estimado en cada localización que forma parte de la beltline extendida de la vasija.
- Las conclusiones del análisis del RIS 2014-11, sobre los niveles de tensión soportados por las discontinuidades estructurales de la vasija del reactor (toberas de entrada y salida), y si éstos pueden llegar a ser limitativos respecto a las curvas P-T, incluso en el caso de estar sometidas a una fluencia neutrónica inferior que la región cilíndrica de la vasija.
- Los límites aceptables durante las condiciones operativas en las maniobras de llenado del RCS a vacío (condiciones de presión por debajo de la atmosférica, 0 psig).
- La actualización de la temperatura mínima del refrigerante del reactor previo y durante el tensionado de los pernos de cierre de la tapa de la vasija. A este respecto, el cambio que se propone también plantea bajar esta temperatura mínima de los 80 °F (26.7 °C) actuales en modo de operación 6 sin tapa instalada, y de 104°F (40°C) previo al tensionado, a 60 °F (15.6 °C).

Finalmente, se proponen los cambios necesarios para la adaptación de la Base de la ETF indicada, de acuerdo a lo anterior.

Los cambios que incluyen las nuevas curvas límite de operación P-T son:

- Nivel esperado de fragilización en vasija a 54 EFPY.
- Revisión de los datos de composición química del material de control de la beltline, conforme a los análisis AEFT.
- Sustitución de la curva de referencia de resistencia a la fractura.
- Extensión del eje de ordenadas (presión) desde 0 psig a -14.7 psig (desde 0 a ~ -1.0 kg/cm²), con objeto de representar y dar validez las condiciones que se alcanzan durante las maniobras de llenado y venteo del sistema de refrigeración del reactor establecidas en los procedimientos de operación de CN Vandellós II.
- Representación de los requisitos de temperatura mínima del sistema de refrigeración del reactor, de forma coherente con lo establecido a tal efecto en el documento WCAP-14040-A.

En relación a las Bases de las ETF, el cambio propuesto actualiza la redacción vigente para tener en cuenta los siguientes aspectos:

- Se cambia la referencia de 32 EFPY a 54 EFPY.
- Se cambia la referencia de KIa a KIc.
- Se indica que en la evaluación de los límites P-T se ha tenido en cuenta el grado tensional de las toberas de entrada y salida para justificar si pueden llegar a ser más limitantes que otras regiones más irradiadas de la vasija.
- Se incorporan aclaraciones menores, corrección de erratas y actualización de las referencias.

De esta forma, los nuevos límites P-T propuestos contemplan el funcionamiento de la central durante la Operación a Largo Plazo, así como las maniobras de llenado por vacío en Modo de operación 5 del sistema de refrigeración del reactor.

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

El titular presentó con la solicitud el Estudio del impacto radiológico (EIR) asociado a la operación a largo plazo, rev. 1 de la central nuclear Vandellós II. En esta revisión del EIR se actualizan, con respecto a la revisión 0 previamente presentada, los siguientes aspectos:

- Actualización de los datos necesarios para el cálculo del impacto radiológico, tanto de estadísticas oficiales como resúmenes de emisiones.
- Se tienen en cuenta los comentarios a la revisión 0 transmitidos por el CSN, derivados de su proceso de evaluación.

El EIR estima el impacto radiológico asociado a la operación de CN Vandellós II en condiciones normales durante la Operación a Largo Plazo (horizonte 2047), y se concreta en el cálculo de

las dosis radiológicas que puede recibir el individuo más expuesto, así como el conjunto de la población en el entorno de la central, durante el periodo analizado.

Para el cálculo de dosis objeto de este EIR, se definen los siguientes ámbitos de estudio:

- **Ámbito Espacial.** El Estudio del Impacto Radiológico se circunscribe al radio de 30 kilómetros en torno a la Central, que es la zona de influencia considerada en los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental. El área de 30 km se subdivide en 16 sectores según direcciones del viento y 10 circunferencias con radios 2, 4, 6, 8, 10, 12, 15, 20, 25 y 30 km, resultando 160 subregiones.
- **Ámbito Temporal.** La proyección futura de dosis abarca el periodo de Operación a Largo Plazo, habiéndose considerado un horizonte de Operación hasta 2047. Por tanto, el ámbito temporal considerado es 2020-2047.

Para ello, el análisis se basa en parámetros actuales y en su evolución a lo largo del periodo de operación de CN Vandellós II. El estudio se concreta en el cálculo de las dosis estimadas para el individuo más expuesto y el conjunto de la población en el entorno de la central.

El EIR comprende cuatro capítulos:

En el Capítulo 1 se define y acota el objeto del estudio, se detallan los apartados del documento y se enumeran los aspectos a tener en cuenta de la propia instalación y los relacionados con el entorno, distinguiéndose aquellos que no son susceptibles de cambiar en los próximos años, o si lo hacen no tiene impacto radiológico, de aquellos otros que sí pueden variar y al hacerlo influyen en los valores de dosis recibida por el individuo más expuesto o por la población en su conjunto.

Los aspectos no afectados por cambios que pueden influir en el impacto radiológico se describen de forma resumida en el Sub-Apartado 1.4.1 "Aspectos No afectados por cambios, que pueden influir en el impacto radiológico", haciendo referencia, en su caso, a los Documentos Oficiales de Explotación de CN Vandellós II en los que se encuentra la información más detallada. Los aspectos afectados por cambios que pueden influir en el impacto radiológico (demografía, infraestructuras públicas, difusión atmosférica, efluentes/vías de emisión, descargas líquidas y gaseosas, usos de la tierra, del agua y producciones agropecuarias y pesca) se describen de forma resumida en el Sub-Apartado 1.4.2 "Aspectos afectados por cambios que pueden influir en el impacto radiológico" y se desarrollan con más detalle en el Capítulos 2 "Características del emplazamiento" y el Capítulo 3 "Estimación del impacto radiológico".

En el Capítulo 2 "Características del emplazamiento" se describen 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. Se compone de las siguientes partes:

- Demografía e instituciones públicas.

- Usos de la tierra y el agua.
- Meteorología.
- Dispersión atmosférica.

El Capítulo 3 “Estimación del impacto radiológico” 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 extrapoladas a partir de valores históricos de operación, la descripción del método de cálculo de dosis y la presentación de los resultados de las magnitudes de dosis objeto del presente informe: dosis efectiva y equivalente en piel al miembro del público más expuesto y dosis a la población.

- Descargas líquidas y gaseosas.
- Cálculo de dosis:
 - Estimación de dosis al individuo más expuesto.
 - Estimación de la dosis al conjunto de la población.

La Central Nuclear de Vandellós II emite los efluentes radiactivos líquidos al mar Mediterráneo a través del canal de descarga, siendo éste el único punto de emisión. Los sistemas más representativos que potencialmente pueden verter en el canal de descarga son los siguientes:

- Los tanques de vigilancia del sistema HB “Sistema de desechos radiactivos líquidos”.
- Los tanques de vigilancia del sistema HD “Sistema de detergentes y descontaminación de desechos radiactivos líquidos”.
- La descarga del Sistema BM “Sistema de purga de los generadores de vapor”.
- El sistema LF “Sistema de drenajes de turbina”, que incluye el aporte del sistema FB “Sistema de vapor auxiliar”.
- El vaciado del circuito secundario al canal de descarga, dado que el condensado de este sistema puede estar contaminado por fugas desde el primario permitidas por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- Otras vías que en situaciones muy excepcionales (muy baja probabilidad) podrían verter también al canal de descarga son: la descarga del sistema de agua de refrigeración de componentes (sistema EG).

Los efluentes radiactivos gaseosos más importantes se emiten a través de los siguientes puntos:

1. Venteo Principal. El punto de emisión es la chimenea principal. A este punto confluyen los siguientes aportes:
 - a. La ventilación normal del edificio auxiliar.
 - b. La purga del edificio de contención, tanto en funcionamiento a baja capacidad como a alta capacidad.
 - c. La ventilación no filtrada del edificio de combustible, cuando es requerida.
2. Venteo del edificio de desechos. Los sistemas que aportan a este punto de emisión son los siguientes:
 - a. Ventilación del edificio de desechos.
 - b. Extracción de humos de las salas de control y eléctrica del edificio de desechos.
 - c. El sistema de desechos radiactivos gaseosos (sistema HA).

- d. La ventilación del edificio del taller caliente.
- e. La ventilación del edificio de solidificación y almacén de desechos.
- 3. Sistema de ventilación filtrada del edificio de combustible.
- 4. Descarga del sistema de evacuación de aire del condensador.
- 5. Descarga del sistema de vapor de cierres.

En el capítulo 4 se identifican las referencias normativas

En el Capítulo 5 “Conclusiones” se recogen 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 Operación de la Central Nuclear Vandellós II en el periodo 2020-2047.

El Estudio de Impacto Radiológico asociado a la Operación a Largo Plazo de la CN Vandellós II se centra en el cálculo de la dosis que recibirá el individuo más expuesto y en la dosis recibida por el conjunto de la población en el radio de 30 km de la central.

Se han calculado las dosis al individuo más expuesto y las dosis colectivas extrapoladas al año 2047, representativas de la Operación a Largo Plazo.

Los valores de dosis al individuo más expuesto (Infante) debidas a los efluentes de CN Vandellós II previstos en la Operación a Largo Plazo de la Central considerando una emisión en tandas y en continuo son de $1,95\text{E-}03$ mSv/a de dosis efectiva y de $2,23\text{E-}03$ mSv/a de dosis equivalente a la piel, en operación normal. Estos valores son muy inferiores a los límites de dosis al público establecidos en el Artículo 13 del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes [Ref. 27], que limita la dosis a 1 mSv/a de dosis efectiva y 50 mSv/a de dosis equivalente a la piel. Con el escenario más restrictivo, la estimación de dosis efectiva al individuo más expuesto se calcula que representa alrededor de 1,5 % del límite legal de dosis.

La dosis colectiva efectiva estimada para el año 2018 es de 2,61 mSv-p. No existe limitación a la dosis colectiva en el RPSRI, pero de acuerdo con estas estimaciones la dosis recibida por todos los habitantes del área de 30 km en su conjunto sería menos de tres veces el límite del Reglamento para un solo individuo. Esta dosis supone una dosis media de $1,16\text{E-}05$ mSv a cada uno de los 223.648 habitantes.

La dosis colectiva efectiva estimada para el año 2047 es de 5,18 mSv-p, lo que supone menos de 9 veces el límite de dosis individual del RPSRI repartido entre toda la población en 30 km. Esta dosis colectiva implicaría una dosis media de $1,21\text{E-}05$ mSv a cada uno de los 426.492 habitantes previstos en la zona ese año, que representa el 0.0012% del límite de dosis individual del RPSRI.

De acuerdo con los anteriores resultados y los análisis realizados, el titular concluye que los valores de dosis derivados de la emisión de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos durante la Operación normal de CN Vandellós II en el periodo del estudio son inocuos e inferiores a los límites establecidos legalmente, sin necesidad de tomar medidas adicionales durante el nuevo periodo de Operación.

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 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.
- La identificación de los orígenes de los residuos.
- El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las posibles mejoras en los mismos.
- La justificación de la idoneidad de la gestión que se realice o la conveniencia de implantar mejoras.
- 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. Se basa en estudios soporte que contienen la información necesaria para permitir un análisis de la gestión de los residuos radiactivos en la instalación, de acuerdo con los objetivos establecidos en esta guía del CSN.

El contenido del PGRRyCG está basado en los siguientes estudios soporte elaborados para CN Vandellós II a partir de los puntos referidos anteriormente:

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

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 relación con la situación actual, para cumplir los requisitos de seguridad indicados se coordinan las actividades necesarias con ENRESA a través del contrato establecido entre CN Vandellós II y ENRESA, y los mecanismos en él previstos, para la gestión de residuos radiactivos generados en la operación de la central y para su desmantelamiento. Este contrato, según el Art. 5º del RD 1899/1984, tiene una vigencia hasta el final del desmantelamiento de la central.

La Autorización de Explotación (AE) de CN Vandellós II (Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio), modificada por la Orden ETU/530/2017, de 5 de junio, requiere, en el marco de la operación

a largo plazo, el envío, entre otros documentos, de la propuesta de revisión del PGR RyCG. Como respuesta a este requisito, ANAV presentó, tres años antes de la prescripción de la AE, la propuesta PC-06 rev. 0 de cambio al Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, asociado a la operación a largo plazo, y en marzo de 2019, con la solicitud de renovación de la AE, presentó la PC-06 rev. 1. Posteriormente, como consecuencia del proceso de evaluación, se ha recibido en el CSN, en marzo de 2020, la PC-06 rev. 3, que sustituye y anula a las revisiones anteriores. Los cambios propuestos en la PCD-06, afectan a las siguientes secciones del documento:

- Sección 3.1 “Generación y gestión de los residuos de media y baja actividad de la instalación”: actualización con datos a 31/12/2018.
- Sección 3.2 “Generación y gestión del combustible gastado y residuos especiales en la instalación”: actualización con datos a 31/12/2018.
- Sección 3.3 “Clasificación de la instalación en zonas de residuos”: actualización de metodología y eliminación de subniveles en Zona de Residuos Radiactivos (ZRR); actualización de zonas de residuos tras remodelación del Edificio de Control de Acceso Radiológico. Aclaración y actualización sobre la clasificación de zonas.
- Sección 3.4 “Líneas de actuación previstas para la gestión de residuos”: se incluye el reracking en Piscina de Combustible Gastado (PCG) y el almacenamiento temporal en el Almacén Temporal Centralizado (ATC). Se actualizan las líneas de actuación en los residuos de media y baja actividad.
- Secciones 5 y 7: actualización de referencias.
- Anexo 1: actualización de ZRR según cambios en Sección 3.3.
- Anexo 2: eliminado.
- Anexo 3 (pasa a ser el Anexo 2): actualización de Fichas de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA) con datos a 31/12/2018.

3. EVALUACIÓN

3.1 Referencia y título de los informes de evaluación

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2001/883: *Informe de evaluación del factor de seguridad 6: Análisis Probabilista de Seguridad, de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/AAPS/VA2/1909/857: *Informe de evaluación del APS en otros modos de operación de nivel 2 de CN Vandellós II.*
- CSN/NET/AAPS/VA2/1906/555: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional para la evaluación del factor de seguridad 6: análisis probabilista de seguridad.*

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/885: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación de los factores de seguridad 1: Idoneidad del diseño de la planta y 7: Análisis de riesgos en el ámbito de la protección contra incendios.*
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/573: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional para la evaluación de los factores de seguridad 1 y 7 en los aspectos de protección contra incendios.*
- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/886: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación de los factores de seguridad 7: Análisis de riesgos, en el ámbito de las inundaciones internas.*
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/576: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional para la evaluación del factor de seguridad 7: análisis de riesgos, en el ámbito de las inundaciones internas.*
- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación de los aspectos relativos al tratamiento, vigilancia y control de los efluentes e impacto al público.*
- CSN/IEV/AEIR/VA2/2003/907: *Estudio de impacto radiológico de CN Vandellós II 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/NET/AEIR/VA2/1907/572: *Petición de información adicional sobre el contenido de la documentación presentada en apoyo de la solicitud de RAEX de CN Vandellós II en los temas relativos a tratamiento, vigilancia y control de efluentes e impacto al público.*
- CSN/IEV/AEON/VA2/2004/912: *Informe de evaluación de los factores de seguridad FS-8 "Experiencia operativa interna" y FS-9 "Experiencia operativa externa" de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/APRT/VA2/2001/884.1: *Informe de evaluación de los aspectos de protección radiológica operacional del factor de seguridad 15 de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/ARAA/VA2/1912/870: *Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II, Factores de Seguridad 1 y 2, y Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (OLP), en los aspectos de competencia de ARAA.*
- CSN/NET/ARAA/VA2/1907/575: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional en relación con los factores de seguridad 1, 2 y 15, y con el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado.*
- CSN/NET/ARAA/VA2/1902/553: *Evaluación de la propuesta de cambio al Plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado de CN Vandellós II, correspondiente a la operación a largo plazo (ref. PC-06).*

- CSN/NET/ARAA/VA2/2004/597: *Propuesta de Instrucción Técnica Complementaria de la condición 3.5 de la autorización de explotación de CN Vandellós II referente a las revisiones del Plan de Gestión de Residuos y del Combustible gastado.*
- CSN/IEV/ARBM/VA2/2002/897: *Informe de evaluación técnica de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II en materia de residuos de media y baja actividad.*
- CSN/NET/ARBM/VA2/1907/564: *Petición de información adicional sobre la RPS de CN Vandellós II en materia de residuos de media y baja actividad.*
- CSN/NET/ARBM/VA2/2004/596: *Evaluación de la revisión 3 de la propuesta del Plan de gestión de Residuos Radiactivos para la operación a largo plazo (PGRR-OLP) de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/ARBM/VA2/2001/875: *Evaluación de la revisión 2 de la propuesta de Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado de CN Vandellós II, con referencia PC-06.*
- CSN/PIA/ARBM/VA2/1803/06: *Petición de información adicional sobre el plan de gestión de residuos radiactivos a largo plazo en materia de residuos de media y baja actividad.*
- CSN/IEV/ARBM/VA2/2003/906: *Informe de hallazgos durante el proceso de evaluación de la propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos PC-06 de CN Vandellós II*
- CSN/IEV/AVRA/VA2/2002/902: *Evaluación de la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Vandellós II. Aspectos relacionados con la vigilancia radiológica ambiental.*
- CSN/NET/AVRA/VA2/1907/561: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional del área AVRA en relación con el factor de seguridad 14. Impacto radiológico ambiental.*
- CSN/IEV/CITI/VA2/2003/910. *Evaluación, en relación con parámetros del emplazamiento, de la Revisión Periódica de Seguridad presentada por CN Vandellós II en 2019: factores de seguridad 1 (diseño) y 7 (riesgos externos).*
- CSN/IEV/CITI/VA2/1912/871: *Evaluación del análisis de normativa y del cumplimiento de requisitos de CN Vandellós II en la RPS 2009-2018, en relación con parámetros del emplazamiento.*
- CSN/NET/CITI/VA2/2001/591: *Evaluación del análisis de adecuación del acelerómetro de campo libre del Sistema de vigilancia sísmica de CN Vandellós II a la revisión 3 de la USNRC RG 1.12, en el marco de la RPS (2009-2018).*
- CSN/IEV/CITI/VA2/1912/872: *Evaluación de los aspectos de emplazamiento (CITI) del documento “Análisis de aplicabilidad de la RG 1.27 rev.3”, presentado por ANAV en el marco de la RPS 2009-2018 de CN Vandellós II.*

- CSN/IEV/GACA/VA2/2002/888: *Informe final de evaluación para la Revisión Periódica de Seguridad (rev.0) de CN Vandellós II.*
- CSN/NET/GACA/VA2/1907/571: *Petición de información adicional sobre los factores de seguridad asignados para la evaluación del área GACA para la Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1909/858: *Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de CN Vandellós II. Factor de seguridad 2. Programa de inspección en servicio.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2001/876: *Evaluación del área GEMA del factor de seguridad 2 en lo relativo a los procesos Regla de mantenimiento, fiabilidad de equipos y gestión de obsolescencia de la 3ª Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2002/893: *Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de CN Vandellós II. Factor de seguridad 3: calificación ambiental y sísmica de equipos.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1912/873: *Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Factor de seguridad 4.*
- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559: *Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional para la evaluación de los factores de seguridad 1, 2, 3 y 4 en temas competencia del área GEMA*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2003/909: *Evaluación del informe del estado de envejecimiento de componentes y estructuras de seguridad de CN Vandellós II asociado a la renovación de la autorización de explotación – 2020.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2004/911 *Evaluación del plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) de CN Vandellós II. Resumen del proceso de evaluación.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1805/800. *Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Alcance y Selección de estructuras y componentes sujetos a RGE. a) Revisión 0 y b) Revisión 1.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1904/848. *Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento del sistema de refrigeración del reactor. Revisiones 0 y 1.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1902/829. *Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de salvaguardias tecnológicas. Revisiones 0 y 1.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1903/843. *Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de auxiliares. Revisiones 0 y 1.*
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1812/821. *Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de Vapor y conversión de potencia. Revisiones 0 y 1.*

- CSN/IEV/IMES/VA2/1902/828. Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas de contención, estructuras y soportes de componentes. Revisiones 0 y 1.
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1812/823. Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Resultados de la revisión de la gestión del envejecimiento de los sistemas Eléctricos y de Instrumentación y Control.
- CSN/IEV/IMES/VA2/1911/867. Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Revisión de los AEFT, capítulos 4.2 Fragilización neutrónica de la vasija del reactor, 4.5 Tendones del sistema de pretensado de la contención, 4.6 Análisis de fatiga en la contención, y 4.7 Otros AEFT específicos de CN Vandellós II.
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1910/860. Evaluación del PIEGE de CN Vandellós II: Revisión de los AEFT, capítulo 4.4 "Calificación Ambiental de Componentes Eléctricos" y capítulo 4.7.3 "Calificación de componentes mecánicos".
- Nota interior, ref. CMG03-19. Conclusiones Cap. 3 del PIEGE-VA2.
- Nota interior, ref. CMG04-19. Conclusiones Cap. 3-4 del PIEGE-VA2.
- CSN/NETG/GEMA/GENER/1903/175. Clarificaciones acerca del periodo de vida de diseño y vida útil de una central nuclear.
- CSN/NETG/GEMA/GENER/1907/180. Cumplimiento programas de inspección en servicio en relación con la Operación a Largo Plazo (OLP).
- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895: *Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II. Análisis de normativa y factores de seguridad 1, 2, 3, 4 y 7 en los aspectos de competencia del área IMES.*
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589: *Comentarios aclaratorios sobre las conclusiones provisionales del área IMES de su evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570: *Petición de información adicional del área IMES sobre los factores de seguridad 1, 2, 3, 4 y 7 de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Vandellós II*
- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894: *Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de renovación de la autorización de explotación (AE) de CN Vandellós II, en los aspectos de sistema eléctricos e instrumentación y control asignados al área INEI.*
- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574: *Petición de información adicional para la evaluación por parte de INEI de la RPS 2009-2018 de CN Vandellós II.*
- CSN/IEV/INNU/VA2/2002/889: *Evaluación por el área INNU de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II.*
- CSN/NET/INNU/VA2/1907/568: *Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Vandellós II. Evaluación Preliminar y Petición de Información Adicional del área INNU en relación con los temas de su competencia.*

- CSN/NET/INSI/VA2/2003/595: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación de la carta de compromisos del titular, en relación con los temas de ventilación del Factor de Seguridad 1 de la RPS.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/1910/862: *Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Vandellós II. Factor de seguridad 1. Temas de ventilación.*
- CSN/NET/INSI/VA2/2003/593: *Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Vandellós II. Incertidumbre de la presión en el Primario durante el arranque de las BRR con el RCS sólido, en relación con el factor de seguridad 1 de la RPS.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/905: *Vandellós II. Evaluación de los factores de seguridad 1 y 2 de la RPS desde el punto de vista del área INSI.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/896.1: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación del área INSI del factor de seguridad 5, análisis deterministas de seguridad.*
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/569: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional del área INSI en relación con el factor de seguridad 5, análisis deterministas de seguridad.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/899: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación del área INSI del factor de seguridad 11, procedimientos.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/891: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación del área INSI al análisis de cumplimiento con las RG 1.27 rev.3 y RG 1.149 revs. 3 y 4.*
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/560: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional del área INSI en relación con las guías reguladoras 1.27 y 1.149 de la USNRC.*
- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/904: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Evaluación del área INSI en relación con las guías reguladoras 1.45, 1.11 y 1.141 de la USNRC*
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/567: *Revisión Periódica de la Seguridad de CN Vandellós II. Petición de información adicional del área INSI en relación con las guías reguladoras 1.82, 1.45, 1.11 y 1.141 de la USNRC.*
- CSN/IEV/OFHF/VA2/2002/901: *Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad 2009-2018 de CN Vandellós II, factores de seguridad 10 y 12.*
- CSN/IEV/PLEM/VA2/2001/877: *Informe de evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) de CN Vandellós II, en los aspectos asignados al área PLEM.*
- CSN/NET/PLEM/VA2/1910/586: *Nota de valoración preliminar de PLEM de la respuesta de CNVA2 a la PIA en relación al análisis del FS13 Planificación de Emergencias en el ámbito de la tercera RPS de CNVA2.*

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 (Industria, Turismo y Comercio) ITC/2149/2010 de 21 de julio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación a la Central Nuclear Vandellós II.
- Orden Ministerial (Energía, Turismo y Agenda digital) de 5 de junio de 2017, por la que se modifica la Orden ITC/2149/2010 anterior.
- Real Decreto RD 1400/2018, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares.
- Instrucción del Consejo IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.
- Guía de Seguridad del CSN GS 1.10, sobre Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares.
- OIEA Specific Safety Guide SSG-25, "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants", emitida en marzo de 2013.
- Documento Base (DB) de la RPS rev. 1.
- Carta de la DSN de referencia CSN/C/DSN/VA2/18/38 sobre la Apreciación Favorable del Documento Base revisión 1 para la RPS de CN Vandellós II.
- CSN/GEL/GEMA/GENER/1801/05 "Guía de evaluación del documento del apartado DOS de la autorización de explotación de CN Almaraz y CN Vandellós 2: 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).
- CSN/GEL/CINU/VA2/1904/01.2 "Guía de evaluación de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós 2".

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.
- Real Decreto RD 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas.
- 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.
- ITC sobre inundaciones internas a CN Vandellós II.
- Carta CSN/C/SG/VA2/17/11, modificando la ITC nº 5, asociada a la Condición nº 4.1 de la AE en vigor de CN Vandellós II, incluida en el escrito de referencia CSN/VA2/SG710/01.
- ITC CNVA2/VA2/SG/08/29, de 26.11.08, relativa a la aplicabilidad de los apartados 10 CFR 50 y 10 CFR 100 del *Code of Federal Regulations* de EEUU.
- 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 (PENTA).
- 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 1.52 *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 1.188 *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-0800 *Standard review plan.*
- 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 LR-ISG-2011-01 *Aging management of stainless steel structures and components in treated boric water.*
- USNRC LR-ISG-2011-02 *Aging management program for steam generators.*

- 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-2011-04 *Updated aging management criteria for reactor vessel internal components for pressurized water reactors.*
- 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 LR-ISG-2016-01 *Changes to aging management guidance for various steam generators components.*
- USNRC Carta *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.*
- 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.*

3.3 Aspectos generales

En los capítulos siguientes se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación de la documentación asociada a la Renovación de la Autorización de Explotación (RAEX) de CN Vandellós II realizada por el CSN, a partir de la presentación de la correspondiente solicitud en abril de 2019. Las actividades de evaluación previas a esa fecha, en relación con el Documento Base de la RPS (DB), 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 en el salón de actos del CSN el 8 de abril de 2019.

En abril de 2019, la Subdirección de Instalaciones Nucleares (SCN) emitió la rev. 0 de la guía de evaluación específica para la RAEX de CN Vandellós II. Posteriormente, fue necesario realizar dos actualizaciones de su contenido, de manera que la edición vigente es la rev.2, documento de referencia CSN/GEL/CINU/VA2/1904/01.2, "Guía de evaluación de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II".

El objetivo de la guía es planificar las actividades de evaluación de los documentos asociados a la RAEX 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, las responsabilidades asignadas a las distintas áreas del CSN en función de los aspectos tratados y el seguimiento de dichas actividades.

La primera parte de la guía describe los antecedentes a la presentación de la solicitud, así como la documentación asociada a la misma y la normativa y documentación de referencia de aplicación general a la evaluación.

En la segunda parte de la guía se proporcionan criterios generales de evaluación y se identifican las áreas responsables de la evaluación.

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 de Seguridad del CSN GS 1.10, *sobre Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares*, revisión 2, y en el Documento Base para el desarrollo de la RPS (DB), apreciado favorablemente por el CSN, y tendrá en cuenta los requisitos de la carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, de referencia CSN/C/DSN/VA2/18/38, 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 16 áreas evaluadoras, encuadradas en las seis subdirecciones de las direcciones técnicas del CSN.

Consecuentemente, 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 3.4.1 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.
- Cumplimiento de límites y condiciones y de ITC e IT.
- Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).
- Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad (ES) 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 (ETF) 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 (EIR).
- Últimas revisiones de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE)².

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”.

El proceso podrá incluir las siguientes actividades y etapas:

- a) Petición de información adicional (PIA), mediante carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) al titular.
- b) Reuniones internas.
- c) Reuniones técnicas con el titular y/o inspecciones:
- d) Elaboración del informe de evaluación (IEV)³.
- e) Reunión final con el titular, con el objeto de transmitir las conclusiones preliminares de las evaluaciones.

Asimismo, la guía establece los hitos principales de la evaluación, con sus correspondientes plazos, de manera que el Pleno del CSN pueda emitir el informe preceptivo al MITERD en plazo. A continuación, junto a cada hito, se incluye la información de interés asociada, una vez el hito se ha cumplido:

1. Presentación de la documentación de la solicitud por el titular: 01.04.19.
2. Emisión de Peticiones de Información Adicional (PIA): la gran mayoría de las PIA se emitieron entre finales de julio e inicios de agosto de 2019, según lo previsto en la guía.
3. Respuesta del titular a las PIA: la gran mayoría de las respuestas (todas las que fueron enviadas por el CSN dentro del plazo establecido) se recibieron a finales de septiembre de 2019.
4. Cierre de puntos pendientes de la evaluación: el objetivo del hito no era completar y documentar la evaluación, sino disponer de conclusiones preliminares para presentar internamente (la fecha establecida era 30.11.19).

² Estos documentos no requieren evaluación específica, según se explica en la guía

³ Se proporcionan algunas directrices sobre el contenido de los IEV

5. Reunión interna de presentación a las direcciones técnicas y discusión de conclusiones preliminares de las evaluaciones: se celebró el 11.12.19.
6. Reunión de presentación de conclusiones preliminares de las evaluaciones al titular: se celebró el 17.12.19. Este ha sido el hito intermedio más importante. Las 16 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 (17.12.19). 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. La gran mayoría de estas reuniones adicionales entre el titular y las áreas se celebraron en enero de 2020.
7. Entrega de los informes de evaluación (IEV) de cada área a la SCN: se ha realizado entre febrero y abril de 2020.
8. Entrega de la PDT a la DSN: previsto para el 07.05.20.
9. Entrega de la PDT al Pleno: previsto para el 24.05.20.
10. Fecha límite para el dictamen del Pleno: 24.06.20.
11. Fecha de vencimiento de la AE: 26.07.20.

Un aspecto a destacar en relación con los hitos del proceso de evaluación es que durante el mismo se han mantenido alrededor de 20 reuniones con el titular, 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.

La mayoría de estas reuniones, ya sea en modalidad telefónica o presencial, se celebraron en la fase de emisión de las conclusiones preliminares de la evaluación (primera quincena de diciembre de 2019) o tras la reunión general de presentación de conclusiones preliminares (entre finales de diciembre de 2019 y febrero de 2020), 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.

Adicionalmente se realizó una inspección de licenciamiento en la central⁴.

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 surgidos en el proceso de evaluación, y de las mismas surgieron la mayor parte de los compromisos del titular, transmitidos por carta (el 31.01.20, la "revisión 0", y el 06.03.20, la "revisión 1).

⁴ No se incluyen en este resumen otras inspecciones y reuniones asociadas a la evaluación del PIEGE

Por último, la guía establece mecanismos de seguimiento del proceso de evaluación por parte de la DSN.

Adicionalmente a la guía de evaluación, la SCN elaboró un modelo de informe de evaluación, con el objeto de que cada área evaluadora lo utilizase en la medida de posible, para facilitar tanto las tareas de documentar las evaluaciones como de preparar la presente PDT.

De acuerdo con la guía y con el modelo de informe de evaluación, 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, debilidades y propuestas de mejora (PDM), la priorización de dichas PDM, y su idoneidad y consistencia con los análisis realizados; todo ello en lo que concierne al ámbito de competencias de cada área.

Asimismo, de acuerdo con la guía y el modelo, cada área ha incluido en el alcance de su evaluación el cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del Documento Base de la RPS (DB).

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.

Después de la reunión de 17.12.19, se acordó el envío por parte del titular de los compromisos asumidos en función de las conclusiones de la evaluación del CSN. El titular envió una primera carta de compromisos el 31 de enero de 2020 (carta de referencia CNV-L-CSN-6976 *CN Vandellós II: Compromisos derivados de la evaluación del CSN de la RPS y resto de documentación asociada a la renovación de Autorización de Explotación*, con número de registro de entrada 40433). Posteriormente, envió una revisión del listado de compromisos el 6 de marzo de 2020 (carta de referencia CNV-L-CSN-7008 *CN Vandellós II: Compromisos derivados de la evaluación del CSN de la RPS y resto de documentación asociada a la renovación de Autorización de Explotación. Revisión 1*, con número de registro de entrada 41555). El motivo de dicha revisión es contemplar algunos compromisos adicionales (o modificar algunos de los previamente establecidos) derivados de interacciones posteriores con los especialistas del CSN; los cambios respecto al primer envío están convenientemente identificados. Con fecha 13 de mayo de 2020 (nº de registro 42707) se ha recibido en el CSN la carta, remitida por ANAV, de ref. CNV-L-CSN-7056, que constituye una fe de erratas de la carta de compromisos en revisión 1 (ref. CNV-L-CSN-7008). La carta fue enviada a instancias del CSN, porque alguna de las erratas identificadas, si bien que sin ningún impacto técnico, podría inducir a confusión.

La carta de compromisos se estructura en sus tres anexos:

- Anexo I: compromisos
- Anexo II: comentarios del titular a las conclusiones preliminares de la evaluación del CSN (transmitidas en la reunión de 17.12.19)

- Anexo III: listado de normas a adoptar como base de licencia, BL (en realidad, esta información está recogida en el Anexo I)

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. En algunos casos, las áreas evaluadoras han requerido modificar algún aspecto o el plazo de los compromisos.

En este capítulo se hace referencia a los compromisos del titular, en los apartados correspondientes, mediante el código identificativo de cada compromiso: **[compromiso CNVII XX.YY]**, donde “XX” designa el FS, cuando se trata de un compromiso asociado a la RPS, e “YY” es un número de orden. Por lo general, 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.

Finalmente, es conveniente indicar que el 3 de abril de 2020, el titular ha enviado la carta de referencia CNV-L-CSN-7043 (número de registro de entrada 42136), informando sobre el cumplimiento de aquellos compromisos cuyo plazo expiraba entre el 30 de marzo y el 1 de abril de 2020.

La estructura del resumen de cada evaluación que se presenta a continuación, incluye, en cada caso, los siguientes aspectos:

- 1) Alcance.
- 2) Proceso de evaluación, incluyendo interacciones con el titular.
- 3) Resultados y conclusiones de cada aspecto evaluado.
- 4) Conclusiones finales y acciones requeridas, incluyendo los compromisos del titular y su consideración por el área evaluadora, cuando es de aplicación.

3.4 Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

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

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.

3.4.1.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

AAPS ha realizado dos evaluaciones relativas a este capítulo: a) sobre lo relacionado con los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) y b) sobre inundaciones internas. A continuación se resume los resultados de estas evaluaciones.

3.4.1.1.1 Aspectos relativos a APS

AAPS considera que la identificación de normas y buenas prácticas consideradas por el titular es completa. El titular no propone incorporar normas adicionales a la BL.

No obstante, AAPS requirió, mediante la PIA de referencia CSN/C/DSN/VA2/19/29 emitida en junio de 2019, aclaración detallada sobre el cumplimiento de la posición reguladora 1 de la guía reguladora USNRC RG 1.200, rev.2 "An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities", ya que dicha guía está referenciada en la guía de seguridad del CSN GS 01.15 como medio adecuado para valorar la calidad de los Análisis Probabilista de Seguridad (APS). AAPS considera que la respuesta del titular, transmitida mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6857 en julio de 2019 cumple lo solicitado.

Tras la revisión de la información adicional enviada por el titular, AAPS consideró que tanto la USNRC 1.174, rev.3 "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis" como la USNRC RG 1.200, rev.2, deben incluirse como BL de la central para su uso en aplicaciones informadas por el riesgo. En consonancia con ello, el titular ha adoptado, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 06.07]**, para incorporar la USNRC RG 1.200, rev.2, como BL para solicitudes futuras de cambios en la BL informadas por el riesgo, Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación y el **[compromiso CNVII 06.06]**, para incorporar la USNRC RG 1.174, rev.3, como BL para futuras modificaciones, Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. El área AAPS considera estos compromisos como acciones aceptables para cumplir lo requerido.

Estos compromisos se recogen en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008 de 6 de marzo de 2020.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2001/883
- CSN/IEV/AAPS/1909/857
- CSN/NET/AAPS/VA2/1906/555

3.4.1.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

El alcance de la evaluación de AAPS se circunscribe a los aspectos de inundaciones internas y aspersión.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, AAPS elaboró en julio de 2019, una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/23, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6903. En diciembre de 2019 y enero de 2020 AAPS mantuvo reuniones telefónicas con el titular para tratar aspectos pendientes; ambas reuniones han quedado documentadas mediante el acta de referencia CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04. En febrero de 2020, mediante la carta de referencia CNV-L-

CSN-6996, el titular asumió formalmente los compromisos adquiridos en las reuniones mencionadas.

En la PIA emitida, AAPS solicitó el análisis de la guía del OIEA NS-G-1.11 *Protection against internal hazards other than fires and explosions in the design of nuclear power plants*, en relación a protección contra inundaciones y rotura de tuberías. AAPS consideró insuficiente la respuesta y tras comunicarlo al titular, éste ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.09]** de incluir dicho análisis en la rev.1 de la RPS. El área AAPS considera este compromiso como acción aceptable para cumplir este requisito.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/886
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/576

3.4.1.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AEIR elaboró una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose el mismo mes de julio la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/24. En septiembre de 2019, AEIR mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN para discutir los aspectos planteados en la PIA. El mismo mes de septiembre se recibió la carta de referencia CNV-L-CSN-6905 con la respuesta del titular a la PIA. En octubre de 2019, AEIR transmitió sus comentarios a la respuesta a la PIA por correo electrónico. Finalmente, en enero de 2020, el titular transmitió por correo electrónico la información adicional requerida por AEIR, incluyendo la respuesta a las conclusiones preliminares de la evaluación, transmitidas en la reunión de 17.12.19, relativas al análisis de cumplimiento de siguiente normativa:

- ANSI N13.1-1969 *Guide to sampling airborne radioactive materials in nuclear facilities.*
- ANSI N13.1-1999 *Sampling and monitoring releases of airborne radioactive substances from the stacks and ducts of nuclear facilities.*
- ANSI N42.18-2004 *American national standard specification and performance of on-site instrumentation for continuously monitoring radioactivity in effluents.*

La primera endosada por la revisión 1 de la RG 1.21 (que es BL) y las otras dos en la revisión 2 de la RG 1.21.

En la respuesta a la PIA emitida, el titular envió dichos análisis, que se incluyen dentro del análisis de aplicabilidad de la guía reguladora USNRC RG 1.21, rev.2 *Measuring, evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste*, que referencia los estándares mencionados.

El titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 15.04]**: incluir en la rev.1 de la RPS (FS-14 y FS-15) un breve resumen de las conclusiones del análisis de cumplimiento de la USNRC RG 1.21. El área AEIR considera este compromiso como acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.

Adicionalmente, AEIR considera que, en cada nueva modificación de diseño relacionada con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos, el titular debe analizar la aplicabilidad de la USNRC RG 1.21, rev.2 y las normas asociadas, justificando, en su caso, por qué no es posible aplicar dicha normativa.

Como conclusión general, AEIR considera adecuado el contenido del apartado de normativa, en lo que concierne a su ámbito de competencia.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892

- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

3.4.1.3 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

APRT ha comprobado que las normas y buenas prácticas consideradas en la RPS son las contempladas en el DB y considera que el análisis realizado en la RPS es adecuado en lo que concierne a las competencias de APRT.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/APRT/VA2/2001/884.1

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

El área ARAA ha revisado la normativa y buenas prácticas recogidas en la RPS, dentro del ámbito de sus competencias.

En agosto de 2019, se envió al titular la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/21 con la información adicional y aclaraciones solicitadas por ARAA. Entre otros aspectos se solicitaba que se considerara en la RPS las siguientes normas del OIEA:

- GSR Part 5 Predisposal Management of Radioactive Waste.
- SSG-15 Storage of Spent Nuclear Fuel.
- WS-G-6.1 Storage of Radioactive Waste.

En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6890.

Como resultado de la evaluación de la respuesta del titular, el área ARAA concluye que el análisis realizado de las normas GSR Part 5 "Predisposal Management of Radioactive Waste" y

SSG-15 "Storage of Spent Nuclear Fuel" no es completo y no justifica adecuadamente el cumplimiento de CN Vandellós II de los requisitos correspondientes, por lo que se requiere un análisis detallado de las mismas y su incorporación a la lista de normativa de referencia en la rev.1 de la RPS. El titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 01.06]** y el **[compromiso CNVII 01.07]** Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS. ARAA considera estos compromisos como acciones aceptables para cumplir el requisito de la evaluación.

El resto de los aspectos relacionados con normas y buenas prácticas se considera aceptable.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARAA/VA2/1912/870
- CSN/NET/ARAA/VA2/1907/575
- CSN/NET/ARAA/VA2/1902/553

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

El área ARBM ha revisado la normativa y buenas prácticas recogidas en la RPS, dentro del ámbito de sus competencias.

Tras una evaluación preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 ARBM emitió una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose, el mismo mes de julio de 2019, la PIA de referencia CSN/C/CINU/VA2/1907/14, requiriendo, entre otros aspectos, información sobre el análisis realizado (fichas de análisis) de la USNRC RG 1.21, rev.2, *Measuring, evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste* y sobre la guía del OIEA SSG-40 *Predisposal management of radioactive waste for nuclear power plants and research reactors*. La respuesta a la PIA se recibió en septiembre de 2019, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6906.

ARBM ha analizado la respuesta del titular, concluyendo que la normativa y buenas prácticas consideradas en la RPS son las identificadas en el DB, rev. 1 y que los análisis de aplicabilidad son adecuados.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARBM/VA2/2002/897
- CSN/IEV/ARBM/VA2/1907/564

3.4.1.6 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

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

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AVRA elaboró una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose, el mismo mes de julio, la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/12. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6894.

El área AVRA, una vez analizada la respuesta del titular, concluye que el análisis de normas, códigos y prácticas consideradas en la RPS, aplicables al PVRA, es adecuado.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AVRA/VA2/2002/902
- CSN/NET/AVRA/VA2/1907/561

3.4.1.7 Área de Ciencias de la Tierra (CITI)

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

- Normas, códigos y prácticas relacionadas con características del emplazamiento en relación con el diseño de la central (FS-1).
- Normas, códigos y prácticas relacionadas con análisis de riesgos externos (FS-7).
- Análisis de adecuación del acelerómetro de campo libre del sistema de vigilancia sísmica a la USNRC RG 1.12, rev.3.
- Análisis de aplicabilidad de la USNRC RG 1.27, rev.3, en los aspectos relacionados con el emplazamiento.
- Estado de cumplimiento de ITC e IT relacionadas con características del emplazamiento en relación con el diseño de la central (FS-1).

A continuación se resume el desarrollo y conclusiones de cada una de estas evaluaciones.

- 1. Normas, códigos y prácticas relacionadas con características del emplazamiento en relación con el diseño de la central (FS-1) y con análisis de riesgos externos (FS-7).*

CITI ha revisado los análisis realizados por el titular relativos a las normas de mayor relevancia emitidas durante el periodo RPS, con los resultados y conclusiones que se resumen a continuación.

1. USNRC RG 1.60, "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants", Rev. 2

La rev. 1 es BL. El titular ha analizado la rev. 2, señalando que aplica a nuevos reactores, para los que establece la obtención de espectros de respuesta para diseño basados en el análisis específico del movimiento sísmico del suelo (GMRS). Esta metodología es la que ha requerido el CSN para actualizar la caracterización sísmica del emplazamiento (ITC Sísmica, CSN/ITC/SG/VA2/15/03), actividad que está en curso. Por ello, CITI considera aceptable, como

plantea el titular, mantener la rev. 1 como BL mientras no concluyan los trabajos asociados a dicha ITC-Sísmica.

2. *USNRC RG 1.138, "Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants", Rev. 3*

La rev. 2 es BL. El titular ha analizado la rev. 3, indicando que actualiza estándares de ensayos geotécnicos para suelos y rocas, lo que no supone una mejora significativa para una central ya construida. Tras la reunión de comunicación de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.13]** para aplicar la RG 1.138 rev. 3 como BL para futuras modificaciones de diseño, en el plazo de 6 meses tras la RAEX, lo que resulta aceptable para CITI.

3. *Consideración de la USNRC RG 1.23 (vigilancia meteorológica) rev.1 como Base de Licencia*

La rev. 1 ya ha sido aplicada por el titular en la modificación de diseño de sustitución de la torre meteorológica principal MARTA en 2010.

En la relación de BL identificadas por el titular al realizar la RPS figura la RG 1.23, rev. 1 (borrador, de sep80). En el ES figura la RG 1.23 como normativa aplicada, sin especificar la revisión. En las Bases de las ETF consta la rev. 1 (mar07), que es la versión vigente. El titular no ha clarificado al realizar la RPS qué versión de la guía es realmente la BL actual del sistema de vigilancia meteorológica.

Por otra parte, en la misma relación de BL aparece el ANSI/ANS-2.5 de 1984 como guía de aplicación para la obtención y tratamiento de datos meteorológicos; se trata de una versión obsoleta, siendo la versión más actualizada el ANSI/ANS-3.11 de 2015, emitida dentro del periodo de la RPS, y a la cual no hace referencia el titular.

En la reunión de comunicación de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), CITI transmitió al titular esta incoherencia y la necesidad, aparte de clarificarlas, de adoptar como BL la versión más reciente de cada norma. En las últimas inspecciones, CITI ha identificado que el titular cumple actualmente dichas normas para la torre MARTA.

En la primera carta de compromisos del titular no quedaba suficientemente aclarado el alcance del cumplimiento de las guías mencionadas como BL para el conjunto del sistema de vigilancia meteorológica de CN Vandellós II. Tras algunas interacciones y una reunión telefónica entre CITI y el titular, el titular, en su segunda carta de compromisos, de ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[Compromiso CNVII 01.14]**: *"Documentar en el ES el cumplimiento de la RG 1.23, rev. 1, como BL aplicable a la instrumentación meteorológica, considerando la torre MARIA en lo relativo a las posiciones reguladoras C.7 y C.8 de la misma y el resto de posiciones de forma adaptada a las funciones de la torre MARÍA como parte del sistema de instrumentación meteorológica como método alternativo para estabilidad atmosférica (C.2.2, C.2.3, C.2.4, C.3, C.4 y C.5). Plazo: Siguiendo revisión preceptiva del ES tras la renovación de la autorización de explotación"*. CITI considera aceptable compromiso y plazo, con la salvedad de que el método alternativo para estabilidad atmosférica corresponde

únicamente a la posición C.2.2 y no al resto de las indicadas (C.2.3, C.2.4, C.3, C.4 y C.5). Para resolver esta imprecisión, CITI propone la siguiente redacción: *“Documentar en el ES el cumplimiento de la RG 1.23, rev. 1, como BL aplicable a la instrumentación meteorológica, considerando la torre MARIA en lo relativo a las posiciones reguladoras C.7 y C.8 de la misma y el resto de posiciones de forma adaptada a las funciones de la torre MARÍA como parte del sistema de instrumentación meteorológica (C.2.2 -método alternativo para estabilidad atmosférica-, C.2.3, C.2.4, C.3, C.4 y C.5)”*. De este modo queda considerada como secundaria la torre MARÍA, pero de forma compatible con el resto de requisitos del programa de medidas meteorológicas. CITI considera que este compromiso debe incluirse como ITC.

Asimismo, el titular ha adquirido el **[Compromiso CNVII 01.57]**: Analizar la aplicabilidad de la norma ANSI/ANS 3.11-2015 ‘Determining Meteorological Information at Nuclear Facilities’ y valorar su adopción como Base de Licencia. Plazo: 30/06/2021”. CITI considera aceptables el contenido y el plazo propuestos por el titular. CITI considera que este compromiso debe incluirse como ITC. Se incluye por tanto como punto 1.2.2 de la ITC asociada a la Condición 7.

CITI considera aceptables el resto de los análisis de normativa realizados por el titular de acuerdo con la metodología del DB, así como los resultados de los mismos, incluyendo evaluación global y priorización de acciones.

En cuanto al proceso y resultados del análisis realizado por el titular, otras conclusiones generales de CITI son:

- El proceso de identificación, selección y análisis de normas, códigos y prácticas aplicables realizado por el titular es aceptable.
- El listado de normas, códigos y prácticas contra los que se ha realizado la RPS es aceptable.
- El titular ha dado respuesta específica a los aspectos pendientes resultantes de la evaluación del DB.

II. *Análisis de adecuación del acelerómetro de campo libre del sistema de vigilancia sísmica a la USNRC RG 1.12, Nuclear power plant instrumentation for earthquakes, rev.3*

La rev.2 de esta guía reguladora es BL de CN Vandellós II. El titular ha analizado los cambios introducidos en la rev.3 de la guía y su aplicabilidad al sistema de vigilancia sísmica de CN Vandellós II, concluyendo que la central no cumple algunos de los nuevos requisitos introducidos en la RG 1.12, rev.3.

CITI considera que la rev.3 establece una mejora significativa en la capacidad de registro de la instrumentación de campo libre, que será de gran utilidad en relación con el proyecto de actualización de la caracterización sísmica del emplazamiento, según lo requerido por el CSN (ITC-sísmica). Por ello, CITI considera que el titular debe adaptar la instrumentación sísmica de campo libre a la USNRC RG 1.12, rev.3 y adoptar esta revisión de la guía como BL, con alcance limitado a la instrumentación de campo libre.

Trasladadas estas conclusiones al titular en la reunión de 17.12.19, éste ha adquirido, en la carta de ref. CNV-L-CSN-7008, los compromisos **[compromiso CNVII 01.10]**, para implantar la modificación de diseño necesaria para adaptar a la Revisión 3 de la RG-1.12 la instrumentación de campo libre. Plazo: VR25 (otoño 2022) y **[compromiso CNVII 01.12]**, para incorporar la RG-1.12, rev. 3 como BL con alcance limitado a la instrumentación de campo libre. Plazo: Desde el momento de la implantación de la modificación de diseño correspondiente al **[compromiso CNVII 01.10]**.

El área CITI concluye que estos compromisos recogen adecuadamente los requisitos de la evaluación, así como los plazos propuestos, por lo que son aceptables.

III. Análisis de aplicabilidad de la USNRC RG 1.27 Ultimate heat sink for nuclear power plants, rev.3, en los aspectos relacionados con el emplazamiento.

La RG 1.27 proporciona métodos y procedimientos aceptables para establecer las características del sumidero final de calor de los sistemas de seguridad. En CN Vandellós II la RG 1.27, rev. 2 es BL actualmente.

Esta evaluación la han llevado a cabo las áreas CITI e INSI, cada una dentro de sus ámbitos de competencia.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, en julio de 2019 las áreas CITI e INSI elaboraron una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose, el mismo mes de julio, la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/16. En septiembre de 2019, el titular respondió a la PIA mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6891. El tema de la RG 1.27 se trató en la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), habiendo dado lugar a posteriores compromisos del titular.

CITI ha analizado las posiciones reguladoras de la rev.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 las inspecciones realizadas, concluyendo que hay varios aspectos que en la CN Vandellós no se cumplen, o no se ha demostrado adecuadamente su cumplimiento. Estas conclusiones fueron transmitidas al titular en la reunión de 17.12.19, habiendo adquirido el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, los siguientes compromisos:

- **[compromiso CNVII 01.09]**: realizar cada 5 años un análisis detallado de la capacidad efectiva del sumidero final de calor y sus márgenes, para la situación accidental más desfavorable, seleccionando los periodos meteorológicos más adversos según los registros reales de datos del emplazamiento y, aplicando la RG 1.27, rev.3, estimar el impacto en la capacidad del sumidero final de calor de posibles cambios futuros desfavorables en los parámetros meteorológicos de control. Plazo: 31/12/2025 (primer análisis).
- **[compromiso CNVII 01.11]** y **[compromiso CNVII 01.47]** (ambos idénticos): incorporar la RG 1.27, rev.3, a la BL. Plazo: Un año tras la renovación de la autorización de explotación.

En el Anexo II de la carta de compromisos, el titular aclara ([comentario 1.6]), que llevará a cabo el control procedimental de pérdidas por fugas, de manera que:

- Se estimen las fugas en condiciones normales con el fin de demostrar que son valores suficientemente pequeños en relación con el margen de volumen existente en la balsa.
 - Se establezcan límites de fugas.
 - Se establezca una metodología de vigilancia de fugas para garantizar que se cumplen los límites.
- **[compromiso CNVII 01.60]:** en la rev.1 de la RPS, eliminar la acción F/4.01-0089/004-A001⁵.

CITI considera que mantener esta acción sería incoherente, ya que deriva de una fortaleza que CITI no considera como tal y la acción, en cualquier caso, se va a llevar a cabo en el ámbito del cumplimiento de los otros compromisos.

CITI considera aceptables estos compromisos y sus plazos asociados. Asimismo, considera que los tres primeros deben incorporarse como ITC asociadas a la RAEX.

Estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Finalmente, CITI considera que el titular deberá eliminar la fortaleza F/4.01-088/004 en la rev.1 de la RPS, a menos que la justifique con un análisis cuantitativo detallado.

IV. *Estado de cumplimiento de ITC e IT relacionadas con características del emplazamiento en relación con el diseño de la central (FS-1)*

El área CITI considera que el titular ha dado respuesta a todos los requisitos revisados.

Adicionalmente, CITI ha realizado una revisión específica de la respuesta a la ITC-13, apartado f.1, asociada a la RAEX anterior, relativa a la revisión del contenido del capítulo 2 del ES, *Características del emplazamiento*, concluyendo que el titular ha dado cumplimiento a los requisitos correspondientes.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/CITI/VA2/2003/910
- CSN/IEV/CITI/VA2/1912/871
- CSN/NET/CITI/VA2/2001/591
- CSN/IEV/CITI/VA2/1912/872

3.4.1.8 Área de Garantía de Calidad (GACA)

⁵ CITI ha identificado una errata en la denominación de la acción, que debe ser la F/4.01-088/004-A001

El alcance de la evaluación realizada por el área GACA 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).

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el área GACA emitió una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose, en agosto de 2019, la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/20. En septiembre de 2019 el titular respondió a la PIA mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6901. En diciembre de 2019, GACA mantuvo una reunión telefónica con el titular para tratar los puntos pendientes de la evaluación.

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

En lo concerniente a organización y planificación para la RPS, identificados en la evaluación del Documento Base (DB) de la RPS, el área GACA:

- i. Ha verificado el cumplimiento de los puntos abiertos del DB.
- ii. Considera cerrados los puntos abiertos en relación con los requisitos exigibles a la empresa contratada como apoyo para la realización de la RPS (IDOM).

En lo concerniente a los aspectos relacionados con los criterios para identificar la normativa y buenas prácticas aplicables a los FS:

- i. En relación con la coherencia entre las BL y el Estudio de Seguridad, el titular remitió un informe donde se analiza este aspecto, de acuerdo con lo requerido en la PIA emitida. También de acuerdo con dicha PIA, el listado de BL que aparece en el ES se ha estructurado de acuerdo con los capítulos del propio ES.

Respecto al cumplimiento de lo requerido en la Instrucción del CSN IS-26, respecto a que en el ES deben recogerse las BL aplicables a cada estructura, sistema y componente (ESC) importante para la seguridad de la central, el titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 10.01]**, de realizar un cambio al Estudio de Seguridad para recoger de manera agrupada el compendio de Bases de Licencia aplicables a las ESC de CN Vandellós II, mejorando la actual trazabilidad y el mantenimiento de la configuración del listado de las Bases de Licencia. Plazo: Revisión del Estudio de Seguridad preceptiva tras VR24. El área GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.

- ii. Adicionalmente, el titular ha adquirido el compromiso de actualizar, en la revisión 1 de la RPS, la parte correspondiente a los capítulos del ES informados en las BL y a corregir erratas en el ES, identificadas en el informe DST 2019-211 "Informe de comprobación de la coherencia Bases de Licencia respecto al Estudio de Seguridad

de CN Vandellós II ([**compromiso CNVII 10.06**]). El área GACA considera adecuado este compromiso.

Estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

- iii. GACA considera aceptables las BL relativas a Garantía de Calidad.

Otros aspectos revisados en la evaluación realizada por el área GACA han sido:

- i. El cumplimiento de las ITC emitidas en el ámbito de sus competencias.
- ii. La verificación de que durante el periodo RPS no se han producido modificaciones al MGC de la central que hayan requerido aprobación del CSN.
- iii. En relación con el plan piloto de análisis de nueva normativa, GACA requirió incluir en el alcance de la RPS el análisis de dos normas (USNRC RG 1.28, rev.5 y USNRC RG 1.164, rev.0); GACA considera aceptable los análisis realizados.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GACA/VA2/2002/888

- CSN/NET/GACA/VA2/1907/571

3.4.1.9 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, GEMA elaboró, en agosto de 2019 una NET identificando la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular, emitiéndose en el mismo mes, la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/28, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6898. En enero de 2020 GEMA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver algunas cuestiones pendientes.

3.4.1.9.1 Factor de seguridad FS-2

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.

3.4.1.9.2 Factor de seguridad FS-3

En relación con el FS-3 (la 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.

El área GEMA ha realizado una revisión específica de las guías reguladoras de la USNRC sobre las que el titular establece Propuestas de Mejora (PDM), con los siguientes resultados y conclusiones.

1. USNRC RG 1.40 *Qualification of continuous duty safety-related motors for nuclear power plants*, rev.1.

La actual BL es la rev.0 de la RG 1.40. GEMA considera que la RG 1.40 rev.1 debe incorporarse a la BL para modificaciones de diseño futuras, sin que ello implique la recalificación de los motores instalados, calificados de acuerdo con la actual BL.

2. USNRC RG 1.73 *Qualification tests for safety-related actuators in nuclear power plants*, rev.1.

La actual BL es la rev.0 de la RG 1.73.

El titular propone las siguientes acciones de mejora a incluir en las especificaciones de nuevos actuadores:

- PDM/4.03-021/001-A001 "Incluir en los procesos de calificación ambiental de los actuadores, la realización de revisiones intermedias, tal y como define la IEEE 382-2006, salvo en el caso de que la calificación existente sea una genérica realizada con anterioridad por el suministrador".
- PDM/4.03-021/002-A001-"Utilizar en los procesos de calificación ambiental de los actuadores, los perfiles de accidente aplicables con sus márgenes correspondientes, tal y como define la IEEE 323-2003, salvo en el caso de que la calificación existente sea una genérica realizada con anterioridad por el suministrado".

GEMA considera aceptable las dos PDM propuestas. No obstante, GEMA considera que la RG 1.73 rev.1 debe incorporarse a la BL, sin que ello implique la recalificación de los actuadores instalados, calificados de acuerdo con la actual BL.

3. USNRC RG 1.156 *Qualification of connection assemblies for nuclear power plants*, rev.1

Esta RG 1.156 no es BL.

El titular propone, como acción de mejora PDM/4.03-017/001-A001, incluir la RG-1.156 rev.1 (IEEE-572-2006) como recomendación para definir los requisitos de calificación para nuevos suministros de conexiones.

GEMA considera aceptable la PDM propuesta. No obstante, GEMA considera que la RG 1.156 rev.1 debe incorporarse a la BL, sin que ello implique la recalificación de los conectores y conexiones instalados, calificados de acuerdo con otros estándares.

4. USNRC RG 1.211 *Qualification of safety-related cables and field splices for nuclear power plants*, rev.0

Esta RG no es BL.

El titular propone como acción de mejora la PDM/4.03-018/001-A001, para incluir la RG-1.211 rev.0 (IEEE-383-2003) como recomendación para definir los requisitos de calificación para nuevos suministros de cables.

GEMA considera aceptable la PDM propuesta. No obstante, GEMA considera que la RG 1.211 rev.1 debe incorporarse a la BL, sin que ello implique la recalificación de los cables instalados, calificados de acuerdo con otros estándares.

USNRC RG 1.213 *Qualification of safety-related motor control centers for nuclear power plants*, rev.0

Esta RG no es BL.

El titular propone las siguientes mejoras para los procesos de calificación, a incluir en las especificaciones de nuevos CCM:

- PDM/4.03-019/001-A001: "Para nuevos CCM, incluir la RG-1.213 rev.0 como recomendación para definir los requisitos de calificación.
- PDM/4.03-019/002-A001: "Incluir requisitos de radiación en el anexo de calificación ambiental, de las especificaciones técnicas de compra de componentes para los CCM.

GEMA considera aceptable las PDM propuestas. No obstante, GEMA considera que la rev.0 debe incorporarse a la BL, sin que ello implique la recalificación de los centros de control de motores (CCM) instalados, calificados de acuerdo con otros estándares.

Estas conclusiones fueron transmitidas al titular, el cual puso de manifiesto que la incorporación de estas RG a la BL para futuras modificaciones de diseño puede resultar no factible desde el punto de vista del cumplimiento de las nuevas normas por parte de los suministradores, en particular de aquéllos que califican los equipos amparándose en calificaciones genéricas e históricas acorde a normativa anterior; el titular indicó, asimismo, que con esa perspectiva se definieron las PDM aludidas.

Consecuentemente, el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 03.06]**: *Identificar en las revisiones periódicas del Informe de calificación ambiental (ICA) el uso de las nuevas revisiones de normativa en los procesos de calificación en que haya sido factible, en concreto para la aplicación de las RG: 1.40, rev.1; 1.73, rev.1; 1.156, rev.1; 1.211, rev.0; y 1.213, rev.0, establecidas como normativa de referencia. Para ello se revisarán los procedimientos aplicables. Plazo: 6 meses de la autorización de explotación*

Como conclusión de todo lo anteriormente indicado, el área GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular sobre las normas, códigos y buenas prácticas que afectan al FS3, emitidas durante el periodo de análisis de esta RPS y asimismo, las acciones de mejora propuestas y los compromisos adquiridos para las Guías Regulatorias antes indicadas.

3.4.1.9.3 Factor de seguridad FS-4

Como consecuencia de la evaluación realizada de la normativa que afecta al FS-4, y que ha sido identificada por el titular en sus análisis y teniendo en cuenta la información adicional suministrada por el titular, GEMA considera que CN Vandellós II debe incluir en las BL las siguientes Regulatory Guides 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 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 1.207 *Guidelines for evaluating the effects of light water reactor water environments in fatigue analyses of metal components*, rev.1 (que el titular incluye en su análisis como normativa de referencia).
- USNRC RG 1.218 *Condition monitoring program for electric cables used in nuclear power plants*, rev.0 (que el titular incluye en su análisis como normativa de referencia).

Trasladadas estas conclusiones al titular en la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), el titular ha adoptado los siguientes compromisos:

- **[compromiso 04.01]:** acortar el plazo límite establecido para la PDM/4.04-022/001, relativa al cumplimiento de las recomendaciones de la guía del OIEA SSG-48 hasta la fecha de comienzo del periodo OLP (12.12.2027), actualizando esta fecha en la rev.1 de la RPS.
- **[compromiso 04.02]:** incorporar como BL las guías RG 1.54 rev.3 (para futuras modificaciones de diseño); RG 1.207 rev.1; y RG 1.218 rev.0. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación.
- **[compromiso 04.03]:** analizar la aplicabilidad de la guía RG 1.127 rev.2, para la balsa de salvaguardias y valorar su adopción como BL y remitir al CSN el análisis, que incluirá las acciones derivadas y plazos de implantación. Plazo: diciembre 2020.

Estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

GEMA considera que los dos primeros compromisos satisfacen los requerimientos expuestos al titular. En cuanto al tercero, ha sido completado en la actualización de la carta de compromisos del titular de acuerdo con lo requerido en las conclusiones del informe de evaluación de GEMA. Por tanto, estos compromisos dan cumplimiento a las acciones resultantes de las conclusiones de GEMA.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2/1909/858
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1912/873
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2001/876
- CSN/IEV/GEMA/VA2/2002/893
- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559

3.4.1.10 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en aquellas normas de interés (en general, de la USNRC) que no son de obligado cumplimiento para CN Vandellós II; y en las que, por tanto, puede ser discutible su aplicación a la central.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento en la central para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES preparó en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

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

- i. IMES ha revisado los análisis de aplicabilidad y cumplimiento de normativa realizado por el titular, considerando que, entre las normas analizadas, debe incluirse la USNRC RG 1.127, rev.2, *Criteria and design features for inspection of water control structures associated with nuclear power plants*, aplicada a la balsa del sistema de agua de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ) y a los sistemas auxiliares del EJ. Por ello, el titular ha adquirido los compromisos: **[compromiso CNVII 04.03]** y **[compromiso CNVII 04.05]** para analizar la aplicabilidad de la RG-1.127 y la adopción de esta norma como BL y remitir los resultados de este análisis al CSN. Plazo: diciembre 2020, que son idénticos y que responden a acciones resultantes de las evaluaciones de GEMA e IMES. El área IMES considera que estos compromisos satisfacen el requisito de la evaluación.
- ii. IMES considera que los análisis realizados por el titular son adecuados y sus conclusiones aceptables, con las siguientes excepciones:
 - a. USNRC RG 1.36, rev.1, *Nonmetallic thermal insulation for austenitic stainless steel*: IMES considera que la rev.1 debe incluirse en la BL; por ello el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.16]** para incluir la RG 1.36, rev.1 en la BL para futuras modificaciones de diseño. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. IMES considera aceptable este compromiso.
 - b. USNRC RG 1.44, rev.1, *Control of the processing and use of stainless steel*; IMES considera que la rev.1 debe incluirse en la BL, por ello el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.17]** para incluir la RG 1.44. rev.1 en la BL para futuras modificaciones de diseño. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. IMES considera aceptable este compromiso.
 - c. USNRC RG 1.50, rev.1, *Control of preheat temperature for welding of low-alloy steels*; IMES considera que la rev.1 debe incluirse en la BL; por ello el titular ha

adquirido el **[compromiso CNVII 01.18]** para incluir la RG 1.50, rev. 1 en la BL para futuras modificaciones de diseño. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. IMES considera aceptable este compromiso.

- d. USNRC RG 1.54, rev.3, *Service level I, II and III protective coatings applied to nuclear plants*. IMES considera que la rev.3 debe incluirse en la BL; por ello el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.19]** para incluir la RG 1.54, rev. 3 en la BL para futuras modificaciones de diseño IMES considera aceptable este compromiso, entendiendo que la aplicabilidad de la norma no solo debe ser a efectos de modificaciones de diseño, sino también de prácticas de mantenimiento e inspección. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación.
- e. USNRC RG 1.71, rev.1, *Welder qualification for areas of limited accesibility*. IMES considera que la rev.1 debe incluirse en la BL; por ello el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.20]** para incluir la RG 1.71, rev. 1 en la BL aplicada a futuras modificaciones. IMES considera aceptable este compromiso, entendiendo que la aplicabilidad de la norma será a efectos de futuras calificaciones de soldadores.
- f. USNRC RG 1.100, rev.3, *Seismic qualification of electrical and active mechanical equipment and functional qualification of active mechanical equipment for NPP*. IMES considera que se debe aclarar en el EFS cuál es la BL sobre la aplicación de las distintas ediciones de la RG 1.100, identificando las distintas ediciones que ha aplicado de la RG 1.100, así como la fecha de corte a partir de la cual se cambió de edición de esta norma para realizar estas actividades. El titular ha adquirido los siguientes compromisos: **[compromiso CNVII 01.15]** para recoger en el ES la BL que se está aplicando para la calificación sísmica de equipos, identificando las distintas ediciones que ha aplicado de la RG 1.100, así como las fechas de corte para cada edición. Plazo: Julio 2020; y **[compromiso CNVII 03.08]** consistente en aplicar la USNRC 1.100 rev.3 para la calificación sísmica de algún equipo, cuando sea factible, e incluir dicha rev.3 en la BL a efectos de la calificación de dicho equipo. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. IMES considera aceptables estos compromisos.
- g. USNRC RG 1.124, rev.3, *Service limits and loading combination for class 1 linear-type supports*. IMES considera que la ficha de análisis de la norma debe actualizarse para aclarar el cumplimiento de los requisitos de la rev.3 de la norma y que la rev.3 debe incluirse en la BL. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.21]** para incluir la RG 1.124, rev.3 como BL para futuras modificaciones de diseño. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. IMES considera aceptable este compromiso.
- h. USNRC RG 1.199, rev.0, *Anchoring components and structural supports in concrete*. IMES considera que esta norma debe incluirse en la BL. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.22]** para incluir la RG 1.199, rev.0 en la BL, para futuras modificaciones de diseño. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. IMES considera este compromiso aceptable.

- i. USNRC Regulatory Issue Summary RIS 2008-30, *Fatigue analysis of nuclear power plant components*. A petición de IMES, el titular desarrolló con mayor detalle la aplicabilidad de esta norma y adicionalmente ha adquirido el **[compromiso CNVII 04.06]** para completar la información de la ficha 4.02-045 correspondiente al RIS 2008-30 e incluirlo en la rev.1 de la RPS. IMES considera aceptable este compromiso.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis de la normativa y buenas prácticas realizado por el titular, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

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

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 y la guía GS 1-10, y de la idoneidad de los análisis de cada norma realizados por el titular.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INEI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/27, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6904. Después de la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), INEI requirió información adicional sobre temas específicos, que fue aportada por el titular vía correo electrónico a lo largo de enero de 2020.

La primera parte de la evaluación de INEI se ha dedicado a verificar el cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del DB de la RPS.

Dentro del alcance de la propia RPS, INEI ha revisado los análisis de 22 normas dentro de la BL y 26 normas que no son actualmente BL de CN Vandellós II. A continuación se describen los resultados de la evaluación.

- I. Resumen de los resultados y conclusiones de los temas sobre los que INEI solicitó información adicional en la PIA emitida:
 1. *Prueba de inyección de seguridad y pérdida de potencia exterior (IS+PPE) requerida por la USNRC RG 1.9 Application and testing of safety-related diesel generators in nuclear power plants, rev.4.*

INEI considera necesario que CN Vandellós II realice la prueba de IS seguida de PPE con alcance completo (no solo comprobación de la lógica de actuación), requerida en rev. 3 y 4 de la USNRC RG 1.9, teniendo en cuenta además la experiencia resultante de la realización de esta prueba en otras centrales nucleares españolas. En su respuesta a la PIA emitida, el titular aporta argumentos para no realizar la prueba, que INEI no ha aceptado. Finalmente, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.30]** de ampliar el alcance de la prueba de IS seguida de PPE, para incluir demostración real de conexión y toma de carga. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. INEI considera aceptable este compromiso.

2. *Estado de incorporación a la BL de la USNRC RG 1.75, rev.3, "Physical Independence of Electrical Systems".*

En la reunión de comunicación al titular de las conclusiones preliminares de la evaluación, INEI expuso los términos en que debiera contemplarse esta norma en la BL. El titular, de acuerdo con la valoración de INEI, ha adquirido el **[compromiso 01.36]** de incorporar la RG 1.75 rev.3 como BL para futuras modificaciones. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. INEI considera aceptable este compromiso.

3. *Estado de incorporación a la BL de las guías reguladoras: RG 1.152 Rev.3, 1.168 Rev.2, 1.169 Rev.1, 1.170 Rev.1, 1.171 Rev.1, 1.172 Rev.1, 1.173 Rev.1, 1.231 Rev.0, relativas a instrumentación digital.*

INEI considera necesario que, independientemente de los programas del titular en curso para incorporar acciones derivadas de estas guías reguladoras como mejores prácticas de la industria, estas guías deben incorporarse a la BL para modificaciones de diseño futuras. El titular, de acuerdo con la valoración de INEI, ha adoptado los siguientes compromisos, de acuerdo con lo requerido por INEI:

- **[compromiso CNVII 01.38]:** incorporar a la BL, con aplicabilidad para modificaciones de diseño futuras, las siguientes guías reguladoras:
 - USNRC RG 1.152, rev.3 *Criteria for use of computers in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.168, rev.2 *Verification & Validation reviews and audits for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.169, rev.1 *Configuration management plans for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.170, rev.1 *Test documentation for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.171, rev.1 *Software unit testing for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.172, rev.1 *Software requirements specifications for digital computer software and complex electronics used in safety systems of nuclear power plants.*
 - USNRC RG 1.173, rev.1 *Developing software life cycle processes for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants.*

Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. INEI considera aceptable este compromiso.

- **[Compromiso CNVII 01.39]:** incorporar a la BL, para modificaciones futuras, la RG 1.231, rev.0 *Acceptance of commercial-grade design and analysis computer programs used in safety related applications for nuclear power plants*.

Plazo: 31/01/2023 en consistencia con el **[compromiso CNVII 01.29]**: INEI considera aceptable este compromiso.

4. *Incorporación a la BL de la USNRC RG 1.47, rev.1 y RG 1.62, rev.1, y de los estándares IEEE 1115-2014 e IEEE 1106-2015.*

INEI considera necesario que, independientemente de los programas del titular en curso para incorporar acciones derivadas de estas normas, como mejores prácticas de la industria, deben incorporarse a la BL con alcance total, dado que los análisis realizados por el titular concluyen que actualmente se cumplen. El titular, de acuerdo con la valoración de INEI, ha adquirido el siguiente compromiso, de acuerdo con lo requerido por INEI:

- **[compromiso CNVII 01.40]:** incorporar a la BL las siguientes normas:
 - RG 1.47, rev.1 *Bypassed and inoperable status indication for nuclear power safety systems*.
 - RG 1.62, rev.1 *Manual initiation of protective actions*.
 - IEEE 1114-2014 *Recommended practice for sizing nickel-cadmium batteries for stationary applications*.
 - IEEE 1106-2015 *Recommended practice for installation, maintenance, testing and replacement of vented nickel-cadmium batteries for stationary applications*.

Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. INEI considera aceptable este compromiso.

5. *Realización de análisis derivados de las USNRC IN 92-18, IN 93-64 e IN 14-10.*

- Respecto a la IN 92-18, *Potential for loss of remote shutdown capability during a control room fire*, según manifestó el titular, el análisis de esta IN no se ha incluido por error, ya que fue un compromiso asociado a la aprobación del DB de la RPS. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.41]**: incluir el análisis de la IN 92-18 en la ficha 4.01-025 correspondiente a la IS 30, en la rev.1 de la RPS. INEI considera aceptable este compromiso.
- Respecto a la USNRC IN 93-64, *Periodic testing and preventive maintenance of molded case circuits breakers*, el titular indicó que no estaba previsto incluir su análisis en el ámbito de la RPS. Tras tratar el tema en la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares

de la evaluación, y mantener un intercambio de información y comentarios en enero vía correo electrónico, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.55]**: revisar y enviar al CSN el análisis del IN 93-64, ampliando el alcance a todos los modelos de interruptores de caja moldeada que tengan funciones relacionadas con la seguridad. Plazo: 31/03/2020. INEI considera aceptable este compromiso.

A consecuencia de la declaración del estado de alarma debido a la situación excepcional ocasionada por la crisis de la COVID-19, el titular comunicó al CSN que no podía cumplir la fecha comprometida (éste es el único compromiso asociado a la RAEX con fecha límite anterior a la redacción de esta PDT que el titular no ha podido cumplir, de acuerdo con su carta de referencia CNV-L- CSN-7043, de 3 abril de 2020). El titular propuso como nueva fecha límite 15 días después del cese del estado de alarma, lo cual ha sido considerado aceptable por INEI (correos electrónicos de fecha 31.03.20 y 03.04.20). Finalmente, el 22 de mayo de 2020 tuvo entrada en el CSN la carta de referencia CNV-L-CSN-7060 (número de registro de entrada 42879), mediante la cual el titular adjunta el análisis comprometido.

- Respecto a la USNRC IN 14-10, *Potential circuit failure-induced secondary fires or equipment damage*, INEI ha requerido un análisis con mayor profundidad sobre la coincidencia de cables de instrumentación y de potencia en los tendidos de cables susceptibles de inducir un incendio secundario por falta de fusibles de los circuitos de medida de intensidad, para valorar la conveniencia de realizar modificaciones de diseño cuando no se pueda descartar el posible daño. Para dar respuesta a este requisito el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.61]**: revisar y enviar al CSN el análisis del IN 14-10. Plazo: 31/09/2020. INEI considera aceptable este compromiso.

Todos los compromisos anteriores han sido recogidos en la carta del titular ref. CNC-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

INEI concluye que la información aportada y los compromisos del titular en relación con los puntos 1, 2, 3, 4 y 5 anteriores son adecuados.

II. Resultados y conclusiones de la evaluación de INEI adicionales derivadas de la evaluación de INEI de los análisis de normativa realizado en la RPS:

1. Norma IEEE 946-2004 *Recommended practice for the design of DC auxiliary power systems for generating stations*.

El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.37]**: analizar la aplicabilidad de la IEEE 946-2004 y valorar su adopción como BL. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. INEI considera aceptable este compromiso.

2. USNRC Regulatory Issue Summary RIS 04-05 *Grid reliability and the impact on plant risk and the operability of offsite power*.

El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.42]**: completar el análisis de la RIS 04-05 para que cubra todos los aspectos aplicables, en la rev.1 de la RPS. INEI considera aceptable este compromiso.

3. Revisión del estudio de estabilidad de la red requerido por la norma IEEE 765-2006 *IEEE standard for preferred power supply for nuclear power generating stations*.

INEI, en la reunión del 17.12.19 transmitió al titular que debería o bien actualizar los análisis de estabilidad de la red, o bien justificar, aportando los estudios correspondientes que lo soporten, que la estabilidad de la red no se ha visto mermada a consecuencia de las potenciales modificaciones en la misma o en sus condiciones de operación. Para dar respuesta a este requisito de la evaluación, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.31]**: en base al largo periodo transcurrido desde la realización del estudio de estabilidad de la red, remitir un plan para actualizar dicho análisis, o justificar, aportando los estudios soporte necesarios, que la estabilidad de la red no se ha visto mermada como consecuencia de las potenciales modificaciones en la misma o en sus condiciones de operación. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación.

Adicionalmente, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.43]** para completar la ficha de normativa 4.01-031, correspondiente a la GL 06-02 con el estado de las acciones derivadas del proyecto ESCENRED sobre estabilidad de la red, en la rev.1 de la RPS.

INEI considera aceptables ambos compromisos.

4. USNRC Regulatory Issue Summary RIS 11-12, rev.1 *Adequacy of station electric distribution system voltages*.

El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.44]**: completar el análisis de la USNRC RIS 11-12 con información sobre el estado de actualización de los estudios de tensión degradada, en la rev.1 de la RPS.

Asimismo, el titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 01.56]**: actualizar el documento 3860-E-03-041 Rev 2 *Tensión degradada en sistemas 1E*, rev.2. Plazo: 31/12/2021.

Finalmente, en relación con la información solicitada por INEI sobre estado de los estudios de transferencias, INEI la considerada adecuada y su formalización se queda incluida en el alcance del **[compromiso CNVII 01.44]**, ya mencionado.

INEI considera aceptables estos compromisos.

Todos los compromisos anteriores han sido recogidos en la carta del titular ref. CNC-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

INEI concluye que la información aportada y los compromisos del titular en relación con los puntos 1, 2, 3 y 4 anteriores son adecuados.

- III. A continuación se resumen resultados y conclusiones de la evaluación de fortalezas y propuestas de mejora (PDM), identificados por el titular en el análisis de normativa y buenas prácticas:
 1. INEI considera aceptables las fortalezas y PDM identificadas, en cuanto a alcance y plazos, con la excepción del siguiente punto.

2. En relación con el plazo propuesto para la PDM que consiste en incorporar las recomendaciones del documento EPRI-TR-102543 al proceso de control y clasificación del software, de acuerdo con la USNRC RG 1.231, rev.0, de acuerdo con comentarios de INEI, el titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 01.29]**, para desglosar el plan de actuación en dos fases, definiendo un plazo para cada una. INEI está de acuerdo con el compromiso

IV. Resultados y conclusiones de la revisión del cierre de temas relativos a la RPS anterior

1. En la PIA emitida, INEI solicitó información adicional sobre el cierre de la acción que requería mejoras de diseño que contribuyan a la reducción del tiempo necesario para el alineamiento y disponibilidad de alimentación exterior desde el transformador auxiliar de reserva (TAR) hacia las barras de salvaguardia. En la respuesta, el titular proporciona información sobre la modificación de diseño implantada en 2015.
2. En relación con la revisión de las pruebas de los generadores diésel de emergencia de acuerdo con recomendaciones de la USRC RG 1.9, rev.4, INEI remite al **[compromiso CNVII 01.30]**, descrito anteriormente.

INEI concluye que el titular ha cumplido adecuadamente los compromisos resultantes de la anterior RAEX, incluida la incorporación a la BL de la normativa resultante del proceso de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC).

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 responden adecuadamente a las actuaciones requeridas por INEI, y que considera que los estudios y análisis resultantes del cumplimiento de los compromisos deberán enviarse al CSN en los plazos establecidos para dicho cumplimiento.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894
- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.1.12 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

INNU evaluó y consideró aceptable la normativa propuesta por el titular dentro de sus competencias en la evaluación del DB. INNU, de cara al futuro, indica que el titular deberá realizar un seguimiento especial del desarrollo de normas y estándares en el campo del almacenamiento de combustible gastado, ya que es un área que está evolucionando con rapidez.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INNU/VA2/2002/889
- CSN/NET/INNU/VA2/1907/568

3.4.1.13 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 FS, en el ámbito de sus competencias y el análisis de normas específicas:

1. Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables a los factores de seguridad: FS-1 y FS-2.

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.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió en julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/15, en relación con las cuestiones identificadas por INSI, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6889.

De acuerdo con los criterios establecidos, INSI ha revisado un total de 14 normas, guías y documentos de la USNRC y el OIEA: 1 carta genérica (USNRC GL); 7 guías reguladoras (USNRC RG); 3 regulatory issue summaries (RIS); y 3 guías del OIEA. No ha identificado ninguna discrepancia respecto a los análisis y propuesta de actuación del titular al respecto.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/905

2. Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables al factor de seguridad FS-5.

La evaluación se ha centrado en los aspectos del FS-5 competencia de INSI:

- análisis de la contención
- sumidero final de calor (UHS) y sistemas de refrigeración asociados
- análisis termohidráulicos de la piscina de combustible gastado (PCG)
- análisis de sobrepresiones en frío del sistema de refrigerante del reactor (RCS)

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INSI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/19, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6892. En diciembre de 2019 INSI mantuvo una reunión telefónica con el titular (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/1912/13) para aclarar aspectos aún pendientes de resolución.

A continuación se resumen resultados y conclusiones de esta evaluación.

- i. INSI considera que la normativa y buenas prácticas consideradas por el titular son las adecuadas.

- ii. INSI ha revisados las PDM asociadas al análisis de buenas prácticas; en este ámbito, con las siguientes conclusiones:
 - a. En relación con la acción PDM/4.05-008/004-A001, consistente en la mejora de la sistemática para la revisión de los códigos de cálculo, mediante la revisión del procedimiento *Mantenimiento de los códigos termohidráulicos*, que INSI valora muy positivamente, dicho área planteó, no obstante, algunas observaciones al procedimiento revisado que desarrolla esta mejora; por otra parte, INSI considera que el plazo límite para desarrollar esta acción no debe ir más allá de 31.12.21; en la revisión 1 de la carta de compromisos, el titular ha establecido en el **[compromiso CNVII 05.06]**, relativo a la implantación de la acción indicada, como plazo de implantación 31/12/2021, de acuerdo con lo requerido por INSI. El titular, asimismo, modificará la PDM afectada en la rev.1 de la RPS.
 - b. Salvo lo indicado en el punto anterior, INSI considera adecuadas las PDM y su priorización

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/896
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/569

3. Normativa, códigos y buenas prácticas aplicables al factor de seguridad FS-11.

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.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable por parte de INSI, el CSN emitió en julio de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/17, donde, como resultado de dicha revisión preliminar, se solicitaba un análisis en relación con la guía del OIEA NS-G-2.15, *Programa de gestión de accidentes severos para centrales nucleares*. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6896. En diciembre de 2019 (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/2002/05) y enero de 2020 (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/1912/13), INSI mantuvo sendas reuniones telefónicas con el titular para resolver los puntos pendientes de la evaluación.

La evaluación de INSI concluye que el análisis realizado por el titular es suficiente y no se requiere ninguna actuación adicional.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/899

4. Evaluación específica relativa a la USNRC RG 1.27, rev.3 y a la USNRC RG 1.149, revs.3 y 4.

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:

- USNRC RG 1.27, rev.3 *Ultimate heat sink for nuclear power plants*.
- USNRC RG 1.149, revs.3 y 4 *Nuclear power plants simulation facilities for use in operator training, license examinations and applicant experience requirements*.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, INSI elaboró en julio de 2019 una NET para recoger la información adicional requerida para la evaluación; consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/16, para trasladar dicha solicitud de información. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6891. En diciembre de 2019 (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/2002/05), INSI mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver los puntos pendientes de la evaluación.

I. Evaluación de la USNRC RG 1.27, rev.3 Ultimate heat sink (UHS) for nuclear power plants.

Esta evaluación la han llevado a cabo tanto INSI como CITI, cada área dentro de sus ámbitos de competencia.

En cuanto a la completitud del análisis del titular, en la PIA emitida se planteó el potencial incumplimiento de la posición reguladora C.1.k de la RG 1.27, relativa a la consideración de las fugas en el UHS. En la reunión mencionada se trató este tema. Consecuentemente con ello, en la carta de compromisos el titular ha definido una serie de actuaciones previas a la consideración de esta norma como BL, consistentes en el control procedimental de las fugas. El titular ha dejado reflejado dichas actuaciones en el **[comentario 1.6]** del Anexo II a la carta de compromisos ref. CNV-L-CSN-7008. INSI considera estas acciones aceptables.

Por otra parte, INSI concluye que la RG 1.27, rev.3, debe incorporarse a la BL, ya que introduce posiciones reguladoras que suponen mejoras importantes. Por tanto, INSI considera aceptable los compromisos del titular al respecto (**[compromiso CNVII 01.11]** y **[compromiso CNVII 01.47]** (ambos idénticos, para incorporar la RG 1.27 como BL)), así como la fecha propuesta para la incorporación (julio de 2021). Asimismo, INSI considera que esta acción debe formalizarse como una ITC asociada a la RAEX.

II. Evaluación de la USNRC RG 1.149, revs.3 y 4 Nuclear power plants simulation facilities for use in operator training, license examinations and applicant experience requirements.

La rev.2 de la norma es BL actual. El titular, en la RPS, indica que cumple la rev.3. INSI considera que la rev.4 incorpora cambios importantes para mejorar la estrategia de pruebas de validación, cuyo objetivo es garantizar la fidelidad funcional del simulador de alcance total, por lo que considera que debe incorporarse a la BL.

El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.51]** para incluir la RG 1.149, rev.4 en la BL; para ello se requiere un programa de adaptación que está previsto realizarse a nivel sectorial. Asimismo, ha adoptado el **[compromiso CNVII 01.58]**, para modificar el plazo de implantación de 4 PDM asociadas a la implantación de la RG 1.149, rev.4, de acuerdo con el programa

sectorial, y actualizar dicho plazo en la rev.1 de la RPS. INSI considera aceptables los compromisos y los plazos establecidos por el titular. Asimismo, INSI considera que la acción de incorporar la USNRC RG 1.149, rev.4 a la BL debe formalizarse como una ITC asociada a la RAEX.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/891
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/560

5. Evaluación específica relativa a la USNRC RG 1.45, rev.1, a la USNRC RG 1.11, rev.1 y a la USNRC RG 1.141, rev.1.

Además de las evaluaciones presentadas 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:

- USNRC RG 1.45, rev.1 *Guidance on monitoring and responding to reactor coolant system leakage.*
- USNRC RG 1.11, rev.1 *Instrument lines penetrating the primary reactor containment.*
- USNRC RG 1.141, rev.1 *Containment isolation provisions for fluid systems.*

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, INSI elaboró en julio de 2019 una NET para recoger la información adicional requerida para la evaluación; consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/16, para trasladar dicha solicitud de información. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6891.

I. Evaluación de la USNRC RG 1.45, rev.1 Guidance on monitoring and responding to reactor coolant system leakage.

La rev.0 de la guía es BL actual. El titular, en la RPS, ha analizado el cumplimiento de la rev.1, concluyendo que la cumple en su totalidad. Mediante la PIA emitida, INSI solicitó el envío de documentación soporte de este análisis.

INSI ha revisado el análisis de cumplimiento, habiendo llegado a las siguientes conclusiones:

1. CN Vandellós II cumple razonablemente los requisitos de todas las posiciones reguladoras de la RG 1.45, rev.1, garantizando una gestión efectiva de las fugas de refrigerante del reactor, con la única excepción que se indica en la siguiente conclusión 2.
2. El cumplimiento de la posición reguladora 3.2.ii (tiempos límite de indisponibilidad de sistemas de detección y vigilancia de fugas no controlados por ETF) no queda demostrado. Para demostrarlo, el titular debe identificar los sistemas no contemplados en ETF utilizados para la monitorización y detección de fugas y, para dichos sistemas, comprobar que están establecidos en documentos de planta los

tiempos fuera de servicio permitidos (y si no lo están, establecerlos), con el fin de asegurar que la fuga es monitorizada durante todas las condiciones de operación de la central. Esta acción debe estar finalizada e informada al CSN previo a la implantación de la acción contemplada en la siguiente conclusión.

3. Para dar respuesta al requisito de la evaluación, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.48]** para incluir la RG 1.45, rev.1 como BL. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. INSI considera aceptable el compromiso el plazo propuesto.
4. La rev.0 de la guía debe seguir estando incluida en la BL.

Para dar cumplimiento al punto 2 anterior, dado que supone una ampliación del alcance del compromiso CNVII 01.48, el titular ha solicitado ampliar el plazo de cumplimiento de 6 meses a 1 año. El área INSI, mediante correo de 20.05.20 ha dado su aceptación al nuevo plazo solicitado. Este nuevo plazo aplica también al cumplimiento del punto 4.

II. Evaluación de la USNRC RG 1.11, rev.1 Instrument lines penetrating the primary reactor containment.

La rev.0 de la guía es BL actual. El titular, en la RPS, ha analizado el cumplimiento de la rev.1, concluyendo que la cumple en su totalidad. Mediante la PIA emitida, INSI solicitó el envío de documentación soporte de este análisis.

INSI ha revisado el análisis de cumplimiento, habiendo llegado a las siguientes conclusiones:

1. La rev.1 de la guía incorpora una ampliación de alcance respecto a la rev.0, incluyendo, además de las líneas que forman parte de los sistemas de protección, todas las líneas conectadas a instrumentos que forman parte de sistemas de seguridad o de protección.
2. CN Vandellós II cumple razonablemente los requisitos de todas las posiciones reguladoras de la RG 1.11 rev.1.
3. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.49]** para incluir la RG 1.11 rev.1 como BL para modificaciones de diseño futuras. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. INSI considera aceptable el compromiso.

III. Evaluación de la USNRC RG 1.141, rev.1 Containment isolation provisions for fluid systems.

La rev.0 de la guía es BL actual. El titular, en la RPS, ha analizado el cumplimiento de la rev.1, concluyendo que la cumple en su totalidad, excepto en lo relativo a la consideración de la instrumentación de radiación entre los parámetros mínimos de control para iniciar el aislamiento de contención, indicando que, no obstante, cumple con el propósito de lo establecido en la posición reguladora 6. Concluye que la adaptación total a la guía no supondría una mejora para la seguridad, por lo que no propone actuaciones adicionales. Mediante la PIA emitida, INSI solicitó el envío de documentación soporte de este análisis.

INSI ha revisado el análisis de cumplimiento, habiendo llegado a las siguientes conclusiones:

1. CN Vandellós II cumple los requisitos de todas las posiciones reguladoras de la RG 1.141, rev.1. Aunque el titular indica que no cumple formalmente la posición reguladora 6, el área INSI concluye que el diseño de la central se ajusta suficientemente a los requisitos de la misma.
2. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.50]** para incluir la RG 1.141, rev.1 como BL para modificaciones futuras, con la excepción de la posición reguladora 6. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. INSI considera aceptable el compromiso y el plazo propuesto pero deberá eliminarse la excepción propuesta por el titular, de acuerdo con la conclusión anterior

Todos los compromisos anteriores han sido recogidos en la carta del titular ref. CNC-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/904
- CSN/NET/INSI/VA2/1907/567

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

Tras una evaluación preliminar de la documentación presentada por el titular, el área OFHF mantuvo una reunión en la central con el titular en diciembre en 2019 para discutir los resultados de dicha evaluación preliminar, a la que siguió una reunión telefónica el mismo mes de diciembre, para recapitular y completar algunos temas que quedaron pendientes.

Del análisis del titular sobre normas y buenas prácticas en relación con los FS competencia de OFHF, esta área concluyó lo siguiente:

- En relación con el FS-10:
 1. La normativa y buenas prácticas analizadas son las identificadas en el DB.
 2. El análisis de aplicabilidad realizado por el titular es adecuado, excepto en lo concerniente a la Ley 12/2011 y el Real Decreto Ley 13/2014 sobre cambios de titularidad en centrales nucleares, que forman parte de la BL de CN Vandellós II. En relación con esta conclusión, el titular ha adoptado los siguientes compromisos:

[compromiso 10.09]: completar el análisis de la Ley y el Real Decreto Ley mencionados con los requisitos no analizados. Plazo: 31/03/2020 (compromiso ya cumplido en enero de 2020, de acuerdo con lo requerido por OFHF, según ha informado el titular mediante correo electrónico).

[compromiso 10.11]: incluir en la ficha de normativa 4.12-020 de la RPS, el análisis adicional de la Ley 12/2011 realizado, incorporándolo a la rev.1 de la RPS.

[compromiso 10.12]: incluir en la ficha de normativa 4.12-021 de la RPS el análisis adicional de Real Decreto Ley 13/2014 realizado, incorporándolo a la rev.1 de la RPS.

OFHF concluye que estos compromisos, con el adelanto en la fecha de cumplimiento del primero respecto a lo propuesto por el titular, satisfacen lo requerido en las conclusiones de la evaluación.

Todos los compromisos anteriores han sido recogidos en la carta del titular ref. CNC-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

En relación con el FS-12:

- i. La normativa y buenas prácticas analizadas son las identificadas en el DB.
- ii. El análisis de aplicabilidad realizado por el titular es adecuado.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/OFHF/VA2/2002/901

3.4.1.15 Área de Planificación de Emergencias (PLEM)

El análisis del titular concluye que no se identificaron incumplimientos de la base de licencia y que mantiene un alto grado de alineamiento con las buenas prácticas internacionales identificadas. Como conclusión, PLEM considera que la normativa y buenas prácticas consideradas y el análisis de los mismos realizado por el titular son adecuados.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/PLEM/VA2/2001/877

- CSN/NET/PLEM/VA2/1910/586

3.4.2 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, IMES, INEI, INNU e INSI. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.2.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

3.4.2.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI)

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, AAPS elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/22, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6902. En la PIA se identifican los principales hitos en la regulación dentro del ámbito de PCI que deben ser adecuadamente recogidos en la RPS:

elaboración de las sucesivas ediciones de la Instrucción IS-30; acciones derivadas del accidente de Fukushima y de las ITC del CSN asociadas; y resultados de las inspecciones y evaluaciones del CSN en el periodo RPS.

La evaluación se ha centrado en los aspectos que se comunicaron en la PIA mencionada. A continuación se resumen resultados y conclusiones de esta evaluación.

- i. La ficha de análisis de cumplimiento de la IS-30 debe contener todas las solicitudes y acciones para el cumplimiento de la IS-30, rev.2: el titular envió con su respuesta esta información, distinguiendo, en el caso de las actuaciones pendientes, entre:
 - a. Solicitudes de apreciación favorable o aprobación cuya evaluación por parte del CSN está en curso.
 - b. Solicitudes con apreciación favorable total o parcial del CSN, con acciones pendientes de finalizar por el titular.

AAPS ha analizado y contrastado esta respuesta con la información disponible en el CSN, concluyendo que esta información es adecuada.

- ii. Identificar dónde quedan recogidas las estructuras, sistemas y componentes (ESC) importantes para la seguridad desde el punto de vista de incendios: AAPS considera aceptable la respuesta del titular.
- iii. Enviar varios procedimientos y guías del titular sobre gestión y análisis de seguridad de modificaciones de diseño y verificación de diseño: AAPS concluye que en estos documentos el titular recoge los requisitos sobre configuración documental establecidos en la ITC CSN/ITC/SG/VA2/18/01, *sobre la incorporación de elementos del programa de PCI al ES y la autorización de modificaciones de diseño que puedan afectar a dicho programa*; y que, dentro del proceso de supervisión del CSN se verificará la aplicación de los criterios definidos en estos documentos.
- iv. Aclarar cómo se contemplan el análisis del Manual de PCI (MPCI) y el Manual de Requisitos de Operación de PCI (MRO-PCI) en el marco de la Instrucción del CSN IS-21: AAPS considera parcialmente aclarado este tema con la respuesta del titular al punto anterior. Este aspecto se verificará dentro del proceso de supervisión del CSN.
- v. Aclarar cómo se incorporan los documentos del programa de PCI, en particular el MPCI y el análisis de parada segura en caso de incendio, en el ES: el titular basa su respuesta en el cumplimiento de la posición reguladora de la USNRC BTP CMEB 9.5-1; AAPS transmitió al titular en la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación del CSN (17.12.19) que:
 - a. dicha BTP ya no es BL de CN Vandellós II, y que en su lugar debe analizarse el cumplimiento de la instrucción IS-30 y de la guía GS 01.19 del CSN.
 - b. el titular debe incluir en la RPS una ficha completa de análisis de cumplimiento de la IS-30 y de la GS 01.19.

- c. el procedimiento de control de modificaciones del titular debe incluir como documento bajo control de modificación el MPCl, el *Análisis de parada segura* y el *Análisis de riesgo de incendio* (ARI).

En respuesta a estas conclusiones, el titular ha adquirido los siguientes compromisos, recogidos en la carta de ref. CNV-L-CSN-7008:

- **[compromiso CNVII 01.01]**, que consiste en emitir una propuesta de cambio del ES incluyendo un apéndice detallado sobre el cumplimiento de la IS-30, eliminando la mención a la BTP CMEB 9.5-1 como BL y actualizando el apéndice dedicado al ARI en coherencia con los análisis de parada segura, los programas de cumplimiento en curso y los procesos de licenciamiento pendientes de finalización. Plazo: 30/06/2021.
- **[compromiso CNVII 01.02]**, que consiste en completar la ficha de normativa correspondiente a la IS-30, rev.2, con mayor detalle sobre el cumplimiento. Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS.

AAPS considera estos compromisos como acciones aceptables para documentar los análisis requeridos.

Asimismo, AAPS ha revisado la PDM propuesta por el titular en relación con este FS.

Finalmente, AAPS ha revisado el cumplimiento de las ITC e IT relacionadas con PCI, verificando que el único tema actualmente pendiente de cierre es el punto 1 de la ITC 13.e), asociada a la Autorización de Explotación vigente, sobre análisis deterministas de escenarios de incendio en la sala de control según las hipótesis requeridas por el CSN y de forma consistente con otros análisis realizados por el titular en soporte de su adaptación a la IS-30, actualmente está en proceso de evaluación por las áreas del CSN involucradas.

AAPS concluye que no se requieren acciones adicionales, dado que los procesos en curso de adaptación a la normativa de PCI aplicable y el control de la configuración de los documentos del programa de PCI son objeto de supervisión por parte del CSN.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/885
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/563

3.4.2.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

El alcance de la evaluación de AAPS se circunscribe a los aspectos de inundaciones internas y aspersión recogidos en el FS-1: Diseño de la central.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, AAPS elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/23, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6903. En diciembre de 2019 y enero de 2020 AAPS mantuvo reuniones telefónicas con el titular para tratar aspectos pendientes; ambas reuniones han quedado documentadas mediante el acta de referencia

CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04. En febrero de 2020, mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6996, el titular asumió formalmente los compromisos adquiridos en las reuniones mencionadas. Esta carta de compromisos ha sido sustituida por la carta ref. CNV-L-CSN-7008 de 6 de marzo de 2020.

En cuanto a resultados y conclusiones de esta evaluación, se remite al apartado 3.4.8.1.2, en que se recogen la evaluación del FS 7: Análisis de riesgos.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/886
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/576

3.4.2.2 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

El alcance de la evaluación de AEIR se circunscribe a los aspectos relacionados con el tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos, recogidos en el FS-1: Diseño de la central.

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AEIR elaboró una NET con las cuestiones a plantear al titular. Consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/24 para transmitir las cuestiones de AEIR. En septiembre de 2019, AEIR mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN para discutir los aspectos planteados en la PIA. En septiembre y octubre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-6905 y CNV-L-CSN-6915. El mismo mes de octubre de 2019, AEIR transmitió sus comentarios a la respuesta a la PIA por correo electrónico. Finalmente, en enero de 2020, el titular transmitió por correo electrónico la información adicional requerida por AEIR, incluyendo la resultante de las conclusiones preliminares de la evaluación, transmitidas en la reunión de 17.12.19.

En la reunión de 17.12.19, AEIR transmitió al titular los siguientes aspectos, que fueron respondidos posteriormente mediante correo electrónico, en enero de 2020:

- Identificación de los sistemas de ventilación del edificio de desechos radiactivos (GH) y de drenaje y recogida de desechos radiactivos líquidos (HG) como sistemas afectados por modificaciones de diseño realizadas, incluidas en la tabla correspondiente del FS-1: El titular comunicó que este aspecto ha sido corregido.
- Realización de la valoración, en cuanto al impacto radiológico en el exterior de la instalación, de las modificaciones de diseño más significativas relacionadas con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos: el titular ha ampliado la información correspondiente incorporando la valoración mencionada.
- Aclarar las diferencias en la denominación de una misma modificación de diseño en distintos FS de la RPS: el titular ha aclarado las diferencias.

AEIR considera resueltas adecuadamente estas cuestiones, que deberán quedar reflejadas en la rev.1 de la RPS.

El titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 01.03]**, para incluir en el FS-1 las modificaciones de diseño relacionadas con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos, incluidas en el FS-15, en la rev.1 de la RPS.

Como conclusión general, AEIR considera que las respuestas del titular a las cuestiones planteadas en relación con el FS-1 son adecuadas, y deberán incorporarse en la rev.1 de la RPS.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892
- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

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

El alcance de la evaluación han sido los resultados del FS-1 en lo que concierne a la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad y combustible irradiado.

En agosto de 2019, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/21 para transmitir las cuestiones de ARAA. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6890.

Se resumen a continuación los aspectos evaluados y sus conclusiones:

- i. Cumplimiento de los requisitos resultantes de la apreciación favorable del DB: todos los requisitos se consideran cumplidos.
- ii. Grandes modificaciones de diseño: el análisis se considera adecuado.
- iii. Mejoras en el diseño de la instalación análisis se considera adecuado.
- iv. Estrategia de almacenamiento de combustible gastado: (este tema ha sido objeto de evaluación también por al área INNU) el contenido de la RPS se considera adecuado, con las siguientes excepciones:
 - en la PIA mencionada se solicitó mayor información sobre experiencia operativa interna, dado que análisis de experiencia operativa incluido en la RPS no es completo, en lo que concierne a las competencias de ARAA. Finalmente el área evaluadora concluye que considerando que las incidencias están adecuadamente consideradas en el Plan de Acciones Correctivas del titular, no se requieren acciones al respecto.
 - Respecto a la elaboración de un estudio básico de viabilidad de la construcción de un Almacenamiento Temporal Individual (ATI) en el emplazamiento, el titular manifiesta que este aspecto no está contemplado en la RPS y que no dispone de dicho estudio, pero ya ha definido una ubicación viable para el ATI, por si fuera necesario construirlo, y que ya están trabajando junto con ENRESA en el proyecto, y existen previsiones de fechas para las decisiones sobre la

construcción del ATI y su entrada en servicio. ARAA considera suficiente esta respuesta y no se requieren acciones adicionales.

- Respecto a la carencia de suficiente información sobre caracterización del combustible, el titular propuso incluir en la RPS un documento sobre metodología y criterios de aceptación y resultados de inspecciones, específicos para CN Vandellós II. Analizada esta nueva documentación, ARAA concluyó que las actividades de caracterización de combustible realizadas son completas, pero no se han incluido en la RPS algunos aspectos que pueden generar en el futuro problemas de manejo de ciertos elementos combustibles. Este tema fue tratado en la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares de la evaluación del CSN al titular (17.12.19): Finalmente el titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 01.08]** para incluir los aspectos que pueden generar en el futuro problemas de manejo de ciertos elementos combustibles en la rev.1 de la RPS) y el **[compromiso CNVII 01.04]** (actualizar el procedimiento afectado, sobre movimiento de combustible fuera del periodo de recarga de combustible y tener en cuenta las precauciones identificadas en el re-racking). Plazo: 01/04/2020.

El área ARAA considera estos compromisos como acciones aceptables para cumplir el requisito.

- v. Inspecciones del CSN: ARAA considera el análisis realizado poco detallado, pero la supervisión realizada sobre la implantación de las acciones derivadas de las inspecciones muestra que éstas son implantadas por el titular, por lo que no se requiere acciones adicionales a este respecto.
- vi. Evaluación de la experiencia operativa externa: en la PIA mencionada ARAA solicitó incluir en este apartado el análisis de las Information Notices (IN) de la USNRC aplicables, mencionando concretamente seis IN. El titular manifestó que los IN se analizarán en el marco de los informes anuales de experiencia operativa, lo cual se considera adecuado por parte de ARAA, pero adicionalmente estos análisis deberían incluirse también en los informes anuales de actividades del PGRR, por lo cual el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 01.05]** contemplando este requisito. Plazo: 31/03/2020.

ARAA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito y ha comprobado su cumplimiento en el informe anual 2019, recibido en marzo de 2020.

- vii. Cumplimiento de la ITC post-Fukushima de referencia CNVAN/VA2/SG/11/14 (pérdida de grandes áreas), en lo concerniente a la piscina de combustible gastado (PCG): aunque el titular no justifica el cumplimiento de manera específica en lo que concierne a la PCG, ARAA ha verificado dicho cumplimiento, por lo que no se requieren acciones al respecto.

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Finalmente, respecto a la PDM/4.01-012/001-A001 *Implantar la modificación de diseño para sustituir los bastidores de Boraflex en Ciclo 24* que requiere la implantación de la modificación de diseño de sustitución de los bastidores de boraflex de la PCG (re-racking), está clasificada como importancia MEDIA debe tener prioridad ALTA. Deberá modificarse en la rev.1 de la RPS.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARAA/VA2/1912/870
- CSN/NET/ARAA/VA2/1907/575
- CSN/NET/ARAA/VA2/1902/553

3.4.2.4 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-1. En particular, se ha revisado la información sobre las modificaciones de diseño implantadas.

CITI ha revisado modificaciones de diseño:

- para mejora en sistemas (respecto a características del emplazamiento).
- para refuerzo de márgenes post-Fukushima (inundaciones y otros sucesos externos).

Estas 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.

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 PDM. CITI considera todo ello aceptable.

Informe de evaluación

- CSN/IEV/CITI/VA2/2003/910

3.4.2.5 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-1 relacionados con diseño mecánico, estructural y sísmico.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento en la central para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la

calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES elaboró en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES, estructuradas de acuerdo con los apartados de la RPS aplicables.

I. Normas, códigos y prácticas contra los que se realiza la revisión.

Adicionalmente a lo que se expone sobre este tema en el apartado sobre la normativa y prácticas aplicables, IMES ha identificado algunas normas utilizadas en evaluaciones realizadas durante el periodo RPS que consideran deben incorporarse a la BL:

- i. Norma EAE-11 *Instrucción de acero estructural*.
- ii. Código Técnico de la Edificación, CTE (edición 2009). *Documento básico. Seguridad estructural*.
- iii. EPRI NP-6041-SL rev.1 *A methodology for assessment of nuclear power plants seismic margin*.

Los dos primeros se han utilizado en el diseño del Centro Alternativo de Gestión de Emergencia (CAGE), modificación de diseño post-Fukushima. El tercero ha sido utilizado por el titular como metodología para la asignación de márgenes sísmicos.

El titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, los compromisos **[compromiso CNVII 01.23]**, para incluir los dos primeros documentos en la BL en lo relativo al diseño del CAGE, y **[compromiso CNVII 01.24]** para incluir el EPRI NP-6041-SL rev.1 A en la BL en lo relativo a la asignación del margen sísmico; IMES considera que los compromisos satisfacen lo requerido. El plazo para ambos compromisos es 6 meses tras la renovación de autorización de explotación

II. Registros de ESC importantes para la seguridad

En respuesta a cuestiones planteadas en la PIA emitida, el titular ha adquirido los compromisos: **[compromiso CNVII 01.25]** para completar el listado de estructuras importantes para la seguridad de acuerdo con la Regla de Mantenimiento, en la rev.1 de la RPS, y **[compromiso CNVII 01.26]**, para incluir en la rev.1 de la RPS la información aportada en la carta de referencia CNV-L-CSN-6900.

El área IMES considera que los compromisos dan cumplimiento a lo requerido.

III. Diseño de la instalación

Como resultado de la evaluación realizada por IMES y de las cuestiones planteadas en la PIA emitida, el titular ha adquirido los compromisos:

[compromiso CNVII 01.27] para incluir un glosario que identifique los campos en las fichas de modificaciones de diseño en la rev.1 de la RPS, y **[compromiso CNVII 01.28]** para incluir

en la rev.1 de la RPS las mejoras de diseño implantadas en la 23ª parada de recarga de combustible en relación con eliminación de interacciones sísmicas y actuaciones post-Fukushima en diseño sísmico.

El área IMES considera que los compromisos dan cumplimiento a lo requerido.

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

IV. Proceso de actualización de bases de licencia.

IMES considera aceptable el contenido de este apartado, por lo que no requirió acciones adicionales.

V. Proceso de revisión y actualización de la base de diseño de la central.

IMES considera aceptable el contenido de este apartado, por lo que no requirió acciones adicionales.

Adicionalmente, IMES ha comprobado que en el FS-1 se refleja aceptablemente la información relativa a las evaluaciones e inspecciones realizadas por el área en el periodo RPS.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis realizado por el titular en el FS-1, en lo concerniente a los aspectos dentro de su competencia, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

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

La evaluación 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, INEI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/27, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6904. Después de la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), INEI requirió información adicional sobre temas específicos, que fue aportada por el titular vía correo electrónico a lo largo de enero de 2020.

El área INEI ha revisado las fortalezas y PDM identificadas por el titular, relacionadas con las competencias del área, adicionales a las analizadas en el apartado 3.4.1.11, identificadas

como resultado del análisis de normas y buenas prácticas. INEI concluye que las dos PDM adicionales son aceptables.

Por otra parte, el área 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:

ITC post-Fukushima

En la PIA emitida se solicitó información adicional sobre el análisis de cumplimiento de los requisitos de alumbrado de emergencia de larga duración para acciones locales en situaciones de daño extenso. INEI ha considerado insuficiente el análisis adicional realizado por el titular en respuesta a la PIA, aunque no cuestiona el cumplimiento de las ITC, por lo que, (conjuntamente con el Área de Organización, Factores Humanos y Formación, OFHF), se transmitió al titular, en la reunión de comunicación de los resultados preliminares de la evaluación (17.12.19), la necesidad de reanalizar la adecuación de la iluminación disponible en los diferentes escenarios que se plantean en las ITC. Para dar respuesta a este requisito, el titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, los siguientes compromisos:

- **[compromiso CNVII 01.32]** para garantizar que CN Vandellós II dispone de medios suficientes, realizando un análisis de la iluminación disponible en los diferentes escenarios, que deberá remitirse al CSN junto con la propuesta de acciones derivadas del análisis. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación.
- **[compromiso CNVII 01.33]** para implantar las mejoras en la iluminación de emergencia en acciones humanas locales importantes para la seguridad asociadas a los escenarios de las ITC post-Fukushima. Plazo: 30/06/22 (coincidente con el **[compromiso CNVII 12.08]**)
- **[compromiso CNVII 01.34]** para implantar las mejoras en la iluminación de emergencia en acciones humanas locales importantes para la seguridad, ya identificadas y derivadas de otros análisis distintos a los llevados a cabo para los escenarios de las ITC post-Fukushima. Plazo: 31/03/2023 (coincidente con el **[compromiso CNVII 12.09]**).
- **[compromiso CNVII 01.35]** El proyecto de “Time Critical Actions / Time Sensitive Actions”, una vez desarrollado por ANAV de acuerdo a los plazos de su propuesta de mejora incluida en la RPS, se utilizará para extender esa mejora de la iluminación de emergencia al resto de acciones humanas locales importantes para la seguridad que pudieran quedar pendientes al no haber sido abordadas en los análisis y mejoras anteriores. Plazo: 31/12/2025 para la implantación de las mejoras adicionales que se identificadas (coincidente con el **[compromiso CNVII 12.10]**).

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

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, en relación con la iluminación de emergencia.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894
- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.2.7 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

La evaluación se ha centrado en los apartados dedicados a la estrategia de almacenamiento de combustible irradiado y a las modificaciones de diseño realizadas en relación con el combustible nuclear. El primero de estos temas ha sido también objeto de evaluación por parte del área ARAA.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INNU elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/13, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6886.

Se resumen a continuación los aspectos evaluados y sus conclusiones, en el ámbito de sus competencias:

- Estrategia de almacenamiento de combustible irradiado: INNU considera adecuadas la revisión realizada por el titular y las PDM y las acciones asociadas.
- Modificaciones de diseño realizadas en relación con el combustible nuclear: INNU considera adecuado el análisis realizado por el titular y la PDM y la acción asociada.

Como conclusión general, INNU considera aceptable lo reflejado en el FS-1, desde el punto de vista de sus competencias.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INNU/VA2/2002/889
- CSN/NET/INNU/VA2/1907/568

3.4.2.8 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

El área INSI ha realizado tres evaluaciones del FS-1: una de carácter global y dos específicas: una sobre los sistemas HVAC y otra sobre la incertidumbre en la medida de presión del Sistema de refrigeración del reactor (RCS) durante el arranque de las bombas (BRR), estando el sistema "sólido".

3.4.2.8.1 Evaluación general del FS 1

El alcance de la evaluación, dentro del ámbito de competencias de INSI, ha sido el siguiente:

- Registro de ESC importantes para la seguridad.
- Diseño de la instalación.
- Proceso de gestión de la configuración.
- Proceso de realización de análisis previos y evaluaciones de seguridad.

- Proceso de actualización de las bases de licencia.
- Proceso de actualización del ES y otros DOE.
- Proceso de revisión y actualización de las bases de diseño.
- Programa de concordancia de las prácticas operativas con las bases de diseño.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió en julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/15, en relación con las cuestiones identificadas por INSI, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6889. En agosto de 2019, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/29, en relación con aspectos específicos de la operación del sistema de evacuación del calor residual (RHR) "a medio lazo", que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6893. En enero de 2020, se mantuvo una reunión en el CSN con el titular sobre este tema, para aclarar aspectos pendientes.

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 análisis del titular garantiza el cumplimiento de este punto.
2. *Comprobar que el diseño y otras características son apropiados para cumplir los requisitos de seguridad:* INSI considera que los procesos establecidos por el titular y su análisis de este aspecto dentro del FS-1 garantizan cumplimiento de este punto.
3. *Identificar diferencias entre las normas de diseño de la central y las normas de seguridad actuales:* INSI considera que el análisis del titular en este punto es aceptable.
4. *Comprobar idoneidad de documentación sobre bases de diseño y sistemática de mantenimiento de las bases de diseño:* mediante la primera de las PIA emitidas, INSI solicitó información sobre los mecanismos establecidos para gestionar las discrepancias entre la documentación y la configuración de la planta. Tras analizar la respuesta del titular, INSI concluye que el análisis realizado es aceptable y garantiza cumplimiento con lo establecido en la GS 1.10, rev. 2.
5. *Comprobar el cumplimiento de las especificaciones 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.
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 establecido por el titular en relación con este objetivo es aceptable, de acuerdo con los análisis recogidos en el FS-1.
7. *Comprobar que las ESC importantes para la seguridad tienen características de diseño adecuadas:* INSI 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:* mediante la primera de las PIA emitidas, INSI solicitó información sobre modificaciones

de diseño temporales y sobre actuaciones de respuesta del titular al área de mejora identificada en un *peer review* de WANO en relación con este aspecto. Tras analizar toda la información suministrada, y teniendo en cuenta los resultados de las inspecciones del CSN, 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.

Dentro de la valoración global del FS 1, el área INSI ha revisado los siguientes aspectos, en relación con modificaciones de diseño:

- a. En relación con la acción PDM/4.06-010/002-A001 identificada por el titular para implantar un disparo automático de las bombas de refrigerante del reactor, modificación de diseño con alto impacto en la reducción de la frecuencia de daño al núcleo, INSI considera que su plazo de implantación debe adelantarse, habiendo adquirido el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 01.45]** modificando el plazo de implantación a la recarga VR25 a realizar en el otoño de 2022. INSI considera este plazo aceptable.
- b. INSI identificó una posible debilidad en el diseño, en relación con la siguiente cuestión: debido al trazado de las tuberías del tren B del sistema RHR, durante la operación en modo de operación 5, en la configuración denominada “a medio lazo”, el titular utiliza preferentemente el tren A del RHR, porque durante las operaciones de desgasificación que se realizan en esta condición operativa es necesario reducir el caudal del RHR para evitar la cavitación o entrada de aire en las bombas; y dicha reducción del caudal requerida es mayor en el tren B. ante la En la PIA ref. CSN/PIA/CINU/VA2/1908/29, INSI solicitó información adicional sobre este tema. Tras analizar la respuesta del titular, INSI consideró necesario mantener una reunión monográfica, que se celebró en enero de 2020, en la que se trataron los siguientes aspectos:
 - i. Diseño y trazado de las tuberías, para analizar la viabilidad y dificultad de implantar una modificación de diseño para corregir las diferencias entre ambos trenes del RHR.
 - ii. Evaluación de la reducción del riesgo asociada a una modificación de diseño para corregir las diferencias entre ambos trenes del RHR.
 - iii. Procedimientos aplicables.
 - iv. Formación del personal de operación sobre este tema.

Como conclusión de la reunión, se acordó la implantación de las siguientes mejoras en los procedimientos de la planta, propuestas por el titular:

- i. Elaborar un nuevo procedimiento de operación optimizado para el caso de pérdida del tren A del sistema RHR durante la maniobra de desgasificación.
- ii. Analizar la posibilidad de incluir una sección específica en el procedimiento de operación aplicable en la condición “a medio lazo” (POF-001).

- iii. Implantar estas mejoras en procedimientos y en la formación asociada antes del inicio de la próxima parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021).

INSI considera aceptables las acciones propuestas por el titular.

Como conclusión general, INSI considera que el análisis realizado por el titular del FS-1 es aceptable.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/905

3.4.2.8.2 Evaluación de los sistemas HVAC

El alcance de la revisión de los sistemas HVAC contemplada en el FS-1 es el siguiente:

- HVAC – edificio de combustible.
- HVAC – edificio de control.
- HVAC – edificio eléctrico y casa de bombas de agua de salvaguardias tecnológicas.
- HVAC – edificio auxiliar.
- HVAC – edificio generadores diésel.
- HVAC – edificio de contención.
- Sistema de evacuación de aire del condensador.
- Sistema de purificación y purga del edificio de contención.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INSI elaboró en junio de 2019 una PIA, con el objeto de solicitar información adicional al titular. El CSN emitió el mismo mes de junio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CNVA2/VA2/1906/09, en relación con las cuestiones identificadas por INSI, que el titular respondió en julio de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6866.

La evaluación de INSI se ha centrado en valorar las PDM propuestas por el titular. A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación de INSI.

- I. *Incorporar como BL la norma ASME N511 (2007) para todos los sistemas HVAC relacionados con la seguridad y para los sistemas de evacuación de aire del condensador y de purificación y purga del edificio de contención:* INSI considera aceptable esta PDM porque supone una actualización de la normativa aplicable, constituye además una mejora significativa en el control, mantenimiento y operación de los sistemas HVAC. Sin embargo, el titular propone excepciones a su aplicabilidad que no especifica. Transmitida esta observación al titular, éste ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 01.52]** para incluir la norma en la BL en los términos siguientes: *Aplicará a todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad (RS) y para los sistemas CG y GT según alcance definido en la carta CNV-L-6866. En el plazo de 3 años a*

partir de la remisión del programa de pruebas se habrán realizado al menos una vez, las pruebas incluidas en la norma. El programa de pruebas incluirá las posibles excepciones a este requisito. Plazo: 31/12/2021 para la remisión del programa de pruebas.

INSI considera aceptable el compromiso, no obstante considera que los plazos de implantación deben ser los siguientes:

- 01.07.21: envío al CSN de la planificación de la implantación de las pruebas del ASME N511 y las posibles excepciones al mismo, debidamente razonadas.
- 01.07.24: finalización de la implantación del ASME N511 con todas las pruebas realizadas, al menos una vez.

- II. *Incorporar como BL la norma ASME N510-1989 para las pruebas de todas las unidades de filtración relacionadas y no relacionadas con la seguridad:* INSI considera aceptable esta PDM porque supone una actualización de la normativa aplicable, constituye además una mejora significativa en el control, mantenimiento y operación de los sistemas HVAC. Consecuentemente, el titular ha adquirido los siguientes compromisos: **[compromiso CNVII 01.53]** incorporar la norma a la BL para las pruebas periódicas de todas las unidades de filtración relacionadas y no relacionadas con la seguridad. Plazo: 31/12/2021 y **[compromiso CNVII 01.59]** para presentar una propuesta de cambio de las ETF para incorporar la norma ASME N510-1989 como BL para pruebas de las unidades de filtración relacionadas con la seguridad. Plazo: 31/03/2021.

INSI considera aceptables los compromisos

- III. *Incorporar como BL la norma ASME AG-1, 1997 y adenda de 2000 para las modificaciones diseño de todos los sistemas HVAC relacionados con la seguridad y para los sistemas de evacuación de aire del condensador y de purificación y purga del edificio de contención:* INSI considera aceptable esta PDM porque supone una actualización de la normativa aplicable; constituye además una mejora significativa en el control, mantenimiento y operación de los sistemas HVAC. Consecuentemente, el titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 01.54]** para incluir la norma en la BL para modificaciones futuras de todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad (RS) y para los sistemas CG y GT según alcance definido en la carta CNV-L-6866. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación.

INSI considera aceptable el compromiso.

- IV. *Incorporar como BL la guía USNRC RG 1.52 rev.3:* INSI no considera aceptable esta PDM, entre otros motivos, porque la aplicabilidad que propone el titular es para futuras modificaciones de diseño y para pruebas, y esos casos estarán ya cubiertos por las normas que se proponen en las tres PDM anteriores, por lo que incorporar esta norma no aporta nada relevante a los sistemas afectados y podría generar confusión. Por tanto, deberá eliminarse de la lista de normas a incorporar a la BL.
- V. *Incorporar como BL la guía USNRC RG 1.140 rev.2:* INSI no considera aceptable esta PDM, entre otros motivos, porque la aplicabilidad que propone el titular es para futuras modificaciones de diseño y para pruebas, y esos casos estarán ya cubiertos por las normas

que se proponen en las tres primeras PDM, por lo que incorporar esta norma no aporta nada relevante a los sistemas afectados y podría generar confusión. Por tanto, deberá eliminarse de la lista de normas a incorporar a la BL.

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/NET/INSI/VA2/2003/595

- CSN/IEV/INSI/VA2/1910/862

3.4.2.8.3 Incertidumbre en la instrumentación de presión del sistema de refrigeración del reactor (RCS) durante el arranque de las bombas (BRR) estando el sistema “sólido”

El objeto de esta evaluación es valorar la necesidad de que el titular adopte alguna actuación adicional para minimizar la probabilidad de que se produzca apertura de las válvulas de alivio del presionador y de las válvulas de alivio del sistema de evacuación del calor residual (RHR), durante las maniobras de arranque de las BRR con el circuito primario “sólido” (es decir, sin fase vapor en el presionador).

El transitorio producido por la apertura de las válvulas de alivio, que se ha producido en varias ocasiones en las centrales nucleares españolas de diseño Westinghouse, no es deseable, por lo que INSI ha planteado esta problemática en el ámbito de la RPS, amparándose en el criterio general de que deben analizarse potenciales mejoras adicionales razonablemente factibles.

INSI considera que, para evitar la ocurrencia de estos incidentes, es importante que la presión del RCS a la que se inicia la maniobra esté suficientemente alejada de los puntos de tarado de apertura de las válvulas de alivio, para que en el transitorio de presurización producido por el arranque de las BRR no se lleguen a alcanzar dichos puntos de tarado. Por ello, considera crítico que la incertidumbre de la instrumentación de presión que usan los operadores durante esta maniobra sea suficientemente baja.

En febrero de 2020, INSI solicitó al titular, por correo electrónico, información adicional a la disponible en el CSN para valorar mejor el tema. En marzo se recibió la respuesta del titular, que consistía, principalmente, en datos sobre puntos de tarado de actuación de las válvulas, rango de presiones a los que se realiza la maniobra y rangos e incertidumbres de la instrumentación de presión. Adicionalmente, en su respuesta el titular propone como acción de mejora para reducir la probabilidad de ocurrencia de los incidentes mencionados, especificar, en las instrucciones aplicables al arranque de las BRR, las señales del ordenador de proceso que deben utilizar los operadores para vigilar la presión durante la maniobra. INSI considera adecuada esta acción.

La evaluación ha considerado tres aspectos, cuyos resultados y conclusiones se resumen a continuación.

- I. *Riesgo de apertura de las válvulas de alivio del presionador por arranque de una BRR con el RCS “sólido”*: considerando lo establecido en el procedimiento de operación aplicable,

INSI considera que se dispone de un margen de 2,92 kg/cm² para acomodar el transitorio de arranque de la BRR, que considera suficiente.

- II. *Riesgo de apertura de las válvulas de alivio del sistema RHR por arranque de una BRR con el RCS "sólido"*: considerando lo establecido en el procedimiento de operación aplicable, INSI considera que se dispone de un margen de 1,21 kg/cm² para acomodar el transitorio de arranque de la BRR, que podría ser insuficiente y por tanto, puede darse el caso de que abran las válvulas de alivio del RHR, pero no las del presionador (de hecho, ya ocurrió en CN Vandellós II en 2018). INSI concluye que es necesario que el titular lleve a cabo una mejora para aumentar este margen. INSI identificó que una posible solución sería instalar un instrumento de rango más estrecho, para reducir incertidumbres.
- III. *Efecto de la instalación de un instrumento de rango más estrecho*: INSI ha analizado el efecto de esta acción, desde la doble perspectiva de su uso para prevenir la ocurrencia de la apertura de las válvulas de alivio de presionador y del sistema RHR, concluyendo que, mientras que en el segundo caso la reducción del riesgo sería muy clara (se estima un margen en el entorno de 4,65 kg/cm² para acomodar el transitorio de arranque de la BRR), en el primer caso, la instrumentación existente es suficiente y es la que debe seguir siendo usada, dado que, en todo caso, el Sistema de Mitigación contra Sobrepresión en Frío (COMS), que también puede activar la apertura de las válvulas de alivio del presionador, seguiría utilizando las señales procedentes de la instrumentación actual.

Teniendo en cuenta las consideraciones anteriores, INSI concluye es una mejora con impacto significativo en la seguridad la instalación de un nuevo instrumento de presión del RCS con las siguientes características:

- Rango de medida adecuado al rango de operación durante la maniobra de arranque de las BRR con el RCS sólido (p.e., entre 10 y 35 Kg /cm²).
- Incertidumbre suficientemente baja.
- Ubicación del instrumento y de su punto de lectura adecuada para proporcionar una señal de presión del RCS representativa y fácilmente accesible para el operador desde la sala de control.

Adicionalmente, deberá modificarse el procedimiento de operación aplicable al arranque de las BRR, para indicar con qué instrumentación debe realizarse el seguimiento de la presión durante la maniobra.

INSI concluye que deberá requerirse al titular la implantación de esta modificación de diseño durante la primera parada de recarga de combustible tras la RAEX.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/NET/INSI/VA2/2003/593

3.4.3 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.

3.4.3.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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

AEIR ha tratado los temas del FS 2, en el ámbito de sus competencias, dentro de las evaluaciones del resto de los FS que les han sido asignados.

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

El alcance de la evaluación han sido los resultados del FS-2 en lo que concierne a la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad y combustible irradiado.

En agosto de 2019, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/21 para transmitir las cuestiones de ARAA. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6890.

Se resumen a continuación los resultados y conclusiones de los aspectos evaluados.

- i. Cumplimiento de los requisitos resultantes de la apreciación favorable del DB: todos los requisitos se consideran cumplidos o cubiertos.
- ii. Estado de las instalaciones de *almacenamiento* de combustible gastado: el análisis se considera adecuado.
- iii. Resultados de la revisión del FS-2: las conclusiones se consideran adecuadas.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARAA/VA2/1912/870
- CSN/NET/ARAA/VA2/1907/575
- CSN/NET/ARAA/VA2/1902/553

3.4.3.3 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 y Regla de Mantenimiento, fiabilidad de equipos y gestión de la obsolescencia, que se resumen a continuación.

3.4.3.3.1 Programa de inspección en servicio

El alcance de la evaluación ha sido los temas del FS-2 relacionados con el programa de inspección en servicio. En particular, la evaluación se ha enfocado en los siguientes aspectos:

- Descripción y evaluación del programa, de acuerdo con la Instrucción IS-23.
- Evaluación del cumplimiento del programa en el periodo RPS.
- Evaluación de los resultados obtenidos y de las acciones aplicadas ante resultados no aceptables.

En cuanto a documentos revisados, la evaluación se ha centrado en los siguientes manuales:

- Manual de inspección en servicio (MISI).
- Manual de vigilancia de espesores del circuito secundario (MEC).
- Manual de recomendaciones de vigilancia (MRV).

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, GEMA elaboró en agosto de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en el mismo mes, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/28, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6898. En enero de 2020 GEMA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver algunas cuestiones pendientes.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de GEMA, estructuradas de acuerdo con los apartados del documento de la RPS aplicables.

I. Cambios realizados en el MISI.

GEMA considera que el proceso seguido por el titular de envío sistemático de las revisiones del MISI es acorde a la normativa aplicable y resulta traceable.

II. Inspección de las líneas susceptibles de estratificación térmica.

GEMA considera aceptable la PDM propuesta por el titular para adaptar el programa de inspección a la guía EPRI MRP-146.

III. Inspección adicional por Code Case N-722-1.

El objeto de este Code Case es la detección de depósitos de ácido bórico y/o corrosión en los componentes de acero al carbono adyacentes a los componentes con materiales de la aleación Inconel 600/182/82 de Clase 1, cuyo agrietamiento pudiera generar dichos depósitos y/o corrosión. GEMA considera aceptable la PDM propuesta por el titular para aumentar el alcance de localizaciones para inspección de soldaduras de material Inconel Alloy 52/152, susceptibles de PWSCC (*Primary Water Stress Corrosion Cracking*), más allá de lo requerido por el Code Case N-722-1.

IV. Pruebas funcionales de amortiguadores

GEMA considera aceptable la práctica del titular de continuar realizando un seguimiento específico de los resultados del mantenimiento y pruebas funcionales, aunque los últimos resultados obtenidos hayan sido aceptables.

V. *Pruebas de válvulas*

GEMA destaca dos apartados de este programa.

1. Pruebas de válvulas de retención: GEMA considera aceptables las acciones correctoras adoptadas por el titular frente al fallo repetitivo de las válvulas de retención de la entrada de la barrera térmica de las bombas de refrigeración del reactor (BRR), si bien la experiencia operativa deberá confirmar la efectividad de las mismas.
2. Pruebas de comprobación de tarado de válvulas de seguridad: el titular ha analizado dos incidencias operativas:
 - a. En cuanto al suceso consistente en ejecución de pruebas de tarado de válvulas de Clase 2 y 3 con fluido de prueba incorrecto, GEMA considera que se han implantado las todas acciones correctoras aplicables.
 - b. En cuanto a la problemática originada por diversos resultados inaceptables obtenidos en las pruebas de tarado as-found de las válvulas de seguridad del presionador (tarado fuera de tolerancia, a la baja), problemática que afecta también a otras centrales nucleares españolas, y que se está gestionando de forma conjunta mediante un proceso independiente de la RPS, dentro del cual CN Vandellós II ya ha enviado su propio *Plan de actuación para la mejora de la fiabilidad de las válvulas de seguridad del presionador*, GEMA no considera aceptable la PDM establecida por el titular al respecto, porque las acciones son insuficientes y fueron propuestas antes de la elaboración del plan mencionado, por lo que el titular deberá replantear dicha PDM en la rev.1 de la RPS, incorporando las acciones del plan de actuación.

VI. *Pruebas de presión*

GEMA considera que el titular debe completar el FS 2 con la información sobre los sucesos de fugas en la barrera de presión ocurridos en 2018, en particular el que dio lugar al informe de suceso notificable ISN 18/02, de fuga no aceptable por la columna del termopar E-13, incluyendo, además de las acciones para corrección y reparación, los resultados de los análisis de causa del fallo realizados por un laboratorio externo. Para dar respuesta este requisito el titular ha adquirido, en la carta CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 02.02]** para incluir dicha información en la rev.1 de la RPS. El área GEMA considera que el compromiso cumple el requisito de la evaluación.

VII. *Programas de inspección del MEC*

A continuación se resumen los resultados de la evaluación de este tema, realizada por el área GEMA:

Se considera aceptable la PDM propuesta por el titular para mejorar el control del fenómeno degradatorio FAC (*Flow Accelerate Corrosion*) en el circuito secundario.

Como conclusión global, se considera aceptable en términos generales 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 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.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2/1909/858

- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559

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

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), la fiabilidad de equipos y la gestión de la obsolescencia.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, GEMA elaboró en agosto de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en el mismo mes, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/28, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6898. En enero de 2020 GEMA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver algunas cuestiones pendientes.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de GEMA, relativas a cada uno de los tres temas evaluados.

I. Regla de Mantenimiento (RM)

Tras analizar la documentación presentada, las conclusiones de GEMA son las siguientes:

1. Comparte la valoración del titular en el sentido de que la evolución del comportamiento de los sistemas dentro del alcance de la RM es claramente positiva a lo largo del periodo RPS, y considera que de los resultados obtenidos no se deducen problemas en el estado de los ESC importantes para la seguridad para cumplir sus requisitos de diseño hasta la próxima RPS.

2. Considera que el proceso implantado para la RM es adecuado para gestionar eficazmente el envejecimiento de componentes activos y sustituibles.
3. Considera adecuadas y coherentes con los análisis realizados las fortalezas, PDM y acciones propuestas por el titular.

II. *Fiabilidad de equipos (ER)*

El proceso ER no es un proceso regulado. Ha sido adoptado por el titular voluntariamente como buena práctica, siguiendo referencias de la industria.

En la PIA emitida se solicitó al titular información sobre los siguientes aspectos relacionados con la fiabilidad de equipos:

1. Criterios de selección de los sistemas con seguimiento de salud.
2. Criterios de selección de los sistemas a los que se aplica la monitorización de parámetros y realización de rondas.
3. Criterios para establecer los equipos que requieren desarrollo de una estrategia específica.

En relación con los criterios de selección de los sistemas con seguimiento de salud, tras el análisis de la información remitida, el titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 02.13]** para revisar el procedimiento PST2.01 "Monitorización y emisión de informes periódicos de salud de sistemas", clarificando el carácter vivo del alcance de los sistemas susceptibles de ISS, en función de una serie de criterios y aspectos de optimización y eficiencia del proceso ER. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. El área GEMA considera que el compromiso cumple el requisito de la evaluación.

Tras analizar toda la documentación presentada, las conclusiones de GEMA son las siguientes:

- Considera aceptable la revisión y valoración del proceso ER implantado en CN Vandellós II realizadas por el titular.
- Considera que este proceso es adecuado para gestionar eficazmente el envejecimiento de componentes activos y sustituibles.
- Del análisis de los resultados del proceso, no se deducen problemas en el estado de los ESC importantes para la seguridad.
- Considera adecuadas y coherentes con los análisis realizados las fortalezas, PDM y acciones propuestas por el titular.

III. *Gestión de la obsolescencia*

El plan de actuación de gestión de la obsolescencia se implantó entre 2016 y 2018, con el objeto de lograr una gestión proactiva y sistemática.

Tras analizar la documentación presentada, las conclusiones de GEMA son las siguientes:

- Considera que el titular está implantando un proceso de gestión de la obsolescencia que es adecuado para identificar y controlar el estado de las ESC respecto a la obsolescencia, de forma que no se dificulte el cumplimiento de sus requisitos de diseño.
- Considera adecuadas y coherentes con los análisis realizados las PDM y acciones propuestas por el titular.

En cuanto a aspectos transversales reflejados en la RPS, la evaluación de GEMA concluye:

- Se consideran aceptables los resultados y conclusiones informados por el titular en cuanto a evaluaciones externas, así como las fortalezas, PDM y acciones de mejora asociados.
- Se consideran aceptables los resultados y conclusiones informados por el titular en cuanto a evaluaciones internas.
- Se consideran aceptables las conclusiones informadas por el titular en cuanto al análisis del Proceso de identificación y resolución de problemas (PIRP) de experiencia operativa, así como las PDM y acciones de mejora asociadas.

En cuanto a la evaluación global de los resultados de la revisión del FS-2, el área GEMA considera que:

- El proceso de revisión, categorización y priorización de las fortalezas, debilidades y PDM/acciones propuestas resultantes de la revisión del FS-2, se ha realizado de acuerdo con la metodología reflejada en el Documento base de la RPS (DB) Rev.1, apreciado favorablemente por el Pleno del CSN, y en la GS 1.10 rev.2, y las acciones identificadas son adecuadas y coherentes.
- se han identificado aspectos comunes a otros FS y se ha realizado una valoración de los mismos.
- la priorización y los plazos establecidos para las acciones propuestas por CN Vandellós II se consideran adecuados y coherentes.

No obstante GEMA considera que la fortaleza identificada por el titular: F/4.02-010/003 *Iniciativa para un proceso de gestión proactivo de la obsolescencia*, debe replantearse como una debilidad, teniendo en cuenta:

- a) Que en las evaluaciones externas recibidas: WANO (Peer Review del 2014), INPO (asistencia técnica en 2016) la gestión de la obsolescencia ha sido identificada como un área de mejora o ha sido objeto de alguna recomendación
- b) Resultados de las inspecciones sobre la RM del CSN
- c) Importancia de esta problemática
- d) La implantación de este proceso, aun siendo voluntaria, es ya una práctica generalizada

Adicionalmente, GEMA considera que la acción F/4.02-010/003 debe redefinirse y gestionarse como PDM y completarse antes de 31 de julio de 2022.

Todo ello debe quedar reflejado en la rev.1 de la RPS.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2/2001/876

- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559

3.4.3.4 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-2 relacionados con los programas de eficacia del mantenimiento e inspección en servicio aplicado a estructuras.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento en la central para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES preparó en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES, estructuradas de acuerdo con los apartados de la RPS aplicables.

I. Normas, códigos y prácticas contra los que se realiza la revisión

Se remite a lo expuesto en el apartado 3.4.1.10.

II. Cumplimiento de requisitos de vigilancia de la ETF

En relación con lo indicado en este apartado del FS-2 sobre los cambios a la ETF 3/4.6.1.7, realizados en 2013, el área IMES, en la PIA emitida, planteó la necesidad de matizar algunos aspectos, en relación con los criterios de aceptación en la vigilancia del sistema de pretensado. Para dar respuesta a este requisito, el titular ha adquirido, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 02.07]** para incluir las matizaciones solicitadas en la carta PIA/CINU/VA2/1907/25, en la rev.1 de la RPS. IMES considera que el compromiso cumple lo requerido.

III. Regla de Mantenimiento (RM) (aplicado a estructuras)

Sobre este tema, IMES en la PIA emitida solicitó información complementaria y adicionalmente en la inspección de licenciamiento realizada se trataron los aspectos asociados a la RM. Finalmente, como conclusión de la evaluación, el área IMES considera aceptable el contenido de este apartado, con las siguientes excepciones, que se han resuelto mediante los compromisos adquiridos por el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008:

1. IMES considera necesario analizar si el talud que se encuentra delante del edificio de turbina debe incluirse en el alcance del programa de la Regla de Mantenimiento (RM), porque su deterioro puede afectar al sistema de agua de servicios esenciales. En respuesta a este requisito, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.05]**, que consiste en realizar y enviar al CSN un análisis para valorar la inclusión del talud en el alcance de la RM. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. El área IMES considera que el compromiso cumple lo requerido.
2. IMES considera necesario revisar el procedimiento del titular donde se identifican las estructuras dentro del alcance de la RM para reflejar los criterios de inclusión, que deben ser acordes con la Instrucción IS-15. En respuesta a este requisito, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.04]** para revisar el procedimiento PG-3.33 *Vigilancia de estructuras*. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. El área IMES considera que el compromiso cumple lo requerido.
3. En la inspección de licenciamiento realizada, IMES identificó la falta de actualización en el procedimiento del titular que define el alcance en sistemas y componentes de la RM. En respuesta al comentario, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.03]** de revisar el procedimiento PMA-1231 para reflejar los criterios de inclusión y tener en cuenta los comentarios transmitidos en la inspección. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. El área IMES considera que el compromiso resuelve las deficiencias detectadas.
4. Respecto a los programas de vigilancia relacionados con el programa de la RM aplicada a estructuras, así como sobre otros programas asociados que se incluyen en la valoración de las estructuras dentro de la RM, tras la evaluación de la información suministrada y su discusión con el titular, este ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.08]** para incluir en el capítulo 4.2.4.1.3.1 del informe del FS-2 la descripción sobre los programas de vigilancia de la planta relacionados con la Regla de Mantenimiento, en la rev.1 de la RPS. El área IMES considera aceptable el compromiso.
5. En respuesta a la PIA emitida, el titular envió la edición vigente del procedimiento donde se identifican las estructuras dentro del alcance de la RM. En dicha edición se han incorporado cambios a raíz de la emisión de la rev.1 de la guía del CSN GS 1.18 sobre medida de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.09]** para incorporar esta información en la rev.1 de la RPS. El área IMES considera aceptable el compromiso.
6. En respuesta a la PIA emitida, el titular envió información adicional sobre las actuaciones más significativas resultantes del seguimiento de la condición de estructuras dentro del alcance de la RM. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.10]** para incorporar esta información al FS-2 en la rev.1 de la RPS, identificando el estado actual de las actuaciones y las actividades de seguimiento de la eficacia de dichas actuaciones, y corregir un error detectado en la información inicial. El área IMES considera aceptable el compromiso.
7. En respuesta a la PIA emitida, el titular envió información sobre la asignación de prioridades a las acciones de reparación en las degradaciones detectadas en estructuras dentro del alcance de la RM y aclara que no tienen previsto incorporar

modificaciones a esta sistemática. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.11]** para incorporar esta información al FS-2, en la rev.1 de la RPS. El área IMES considera aceptable el compromiso.

IV. *Inspección en servicio* (aplicado al edificio de contención)

En respuesta a la PIA emitida, el titular envió un listado de los procedimientos aplicables, incluyendo, cuando aplica, el contratista responsable de realizar las inspecciones y los procedimientos del contratista aplicables. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 02.12]** para incorporar esta información al FS-2 en la rev.1 de la RPS. El área IMES considera aceptable el compromiso.

V. *Revisión del Programa de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) de experiencia operativa en relación con el FS-2* (en lo aplicable a la condición de estructuras importantes para la seguridad).

En la PIA emitida, IMES solicitó el análisis de siete USNRC *Information Notices* (IN) relacionadas con el FS-2. El titular informó que en la RPS solo habían incluido los análisis correspondientes a dos de estas IN, por ser aquéllas cuyo análisis había sido requerido por el CSN, pero adquirió el **[compromiso CNVII 02.06]**, que consiste en incorporar los análisis de aplicabilidad de las cinco USNRC IN restantes en el informe anual de experiencia operativa de 2019; IMES considera que, con este compromiso, el contenido de este apartado es aceptable, desde el punto de vista del área.

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis realizado por el titular en el FS-2, en lo concerniente a los aspectos de su competencia, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

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

La evaluación 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, INEI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/27, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6904. Después de la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), INEI requirió información adicional sobre temas específicos, que fue aportada por el titular vía correo electrónico a lo largo de enero de 2020.

El área INEI ha revisado las fortalezas y PDM identificadas por el titular en el FS-2, relacionadas con las competencias del área. En la PIA solicitó información adicional en relación con la PDM/4.02-09/003-A001 relativa al programa de mantenimiento preventivo de los motores de los generadores diésel de emergencia. En respuesta, el titular envió el informe DST-2016-217 Rev.1 *Proposal maintenance plan for the emergency and SBO diesel generators in ANAV*. Tras la revisión de la documentación presentada, INEI concluye que las cinco PDM aplicables (3 relativas a los generadores diésel, 1 a las baterías y 1 para la sustitución de los conjuntos ondulatorio-transformador NO 1E) considerándolas aceptables así como sus plazos.

Un aspecto que el área INEI considera destacable es la revisión de los programas de mantenimiento y requisitos de vigilancia, en concreto el plan de mejora de las ETF, actualmente en estado avanzado, y en cuya evaluación participa.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894

- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.3.6 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

El área INSI ha evaluado, dentro del ámbito de sus competencias los siguientes apartados del FS-2:

- Cumplimiento de los Requisitos de Vigilancia (RV) de las ETF.
- Inspecciones y *walkdowns* en planta.
- Programa de concordancia de las prácticas operativas con las bases de diseño.

INSI no ha evaluado el apartado *Programa de transición a ETF Mejoradas (ETFM)*, dado que hay un proceso de evaluación en curso dedicado a este programa, independiente de la RPS.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, el CSN emitió en julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/15, en relación con las cuestiones identificadas por INSI, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6889.

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 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 ETF y los RV. No obstante esta conclusión general, mediante la PIA emitida INSI solicitó información adicional sobre la PDM relacionada con el refuerzo de la capacidad de la piscina de combustible gastado (PCG). INSI considera adecuada la PDM y el plazo propuesto, aceptable.
- 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.
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 / verificación del estado de las ESC respecto a las bases de diseño:* teniendo en cuenta los análisis realizados por el titular y los resultados de las inspecciones del CSN, INSI considera que el titular 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.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/INSI/VA2/2003/905

3.4.4 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.

3.4.4.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

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 inicial de la documentación soporte, GEMA elaboró en agosto de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en el mismo mes, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/28, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6898. En enero de 2020 GEMA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver algunas cuestiones pendientes.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación, estructurados de acuerdo con los apartados del FS-3 revisados.

I. Proceso de diseño

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

II. Proceso de aprovisionamiento

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

III. Proceso de montaje en planta

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

IV. Mantenimiento de la calificación ambiental

- 1. Programas de mantenimiento de la calificación.*
- 2. Gestión de repuestos.*
- 3. Programa de vigilancia de condiciones ambientales.*

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

V. Registros documentales de la calificación

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

VI. Evaluaciones externas

- 1. Evaluaciones externas de organismos internacionales*

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular, que responde a lo establecido en el DB y en la guía del CSN GS 1.10.

- 2. Inspecciones del CSN*

GEMA considera aceptable el análisis y valoraciones realizados por el titular.

VII. Evaluaciones internas

- 1. Autoevaluaciones*

No se han realizado en el periodo RPS.

- 2. Auditorías internas*

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular.

VIII. Revisión del PIRP de experiencia operativa

GEMA considera aceptable el análisis realizado por el titular.

Conclusiones finales de la evaluación realizada por el área GEMA:

- a. el Programa de calificación ambiental implantado en CN Vandellós II sobre los equipos mecánicos, eléctricos y de I&C cumple los requisitos establecidos en la Instrucción IS-27 y en los códigos y normas aplicables.
- b. el titular dispone de programas y procesos adecuados para asegurar que los equipos mecánicos, eléctricos y de I&C son calificados para cumplir su función de seguridad bajo las condiciones ambientales de operación normal y de accidente postuladas y que la calificación está preservada mediante un programa de mantenimiento, inspección y pruebas adecuado.

- c. la revisión del FS-3 proporciona evidencias de que estas conclusiones seguirán siendo válidas a lo largo del próximo periodo RPS.
- d. los resultados de la evaluación global realizada por el titular son aceptables.
- e. la priorización y plazos establecidos para las acciones correspondientes a las PDM propuestas por el titular son adecuados y coherentes.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2
- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559

3.4.4.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-3 relacionados con el ámbito de competencias de IMES, que son los relacionados con la calificación sísmica de equipos.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento (CSN/AIN/VA2/19/1022) en la central para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES emitió en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES, estructuradas de acuerdo con los apartados de la RPS aplicables.

IX. Normas, códigos y prácticas contra los que se realiza la revisión

Se remite a lo expuesto en el apartado 3.4.1.10.

Adicionalmente, el titular plantea como PDM/4.03-016/001 dentro de este FS, incorporar a la BL la rev.3 de la USNRC RG 1.100 Seismic Qualification of Electrical and Active Mechanical Equipment and Functional Qualification of Active Mechanical Equipment *for NPP*, que endosa la IEEE-344-2004 (no siendo aplicable los puntos asociados a la calificación por experiencia como método particular para la calificación sísmica), para futuras modificaciones de diseño. IMES considera que el titular deberá incluir dicha norma en la BL para los equipos afectados y reflejarlo adecuadamente en el ES. Este requisito ha sido incluido en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, como **[compromiso CNVII 03.08]**. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación.

X. Proceso de diseño aplicable al FS-3

Durante la inspección de licenciamiento realizada, IMES realizó comprobaciones por muestreo sobre la ejecución de este proceso, concluyendo que considera aceptable el análisis realizado por el titular en este apartado.

XI. Procesos de aprovisionamiento aplicables al FS-3

En la PIA emitida, IMES solicitó información sobre este aspecto, que fue remitida por el titular. Durante la inspección de licenciamiento realizada en octubre de 2019, IMES hizo comprobaciones por muestreo sobre la ejecución de este proceso. A consecuencia de las aclaraciones solicitadas, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 03.03]**, para incluir en el capítulo 4.3.4.1.2.2 del informe del FS-3, información sobre número de justificaciones de calificación sísmica por análisis, así como otras aclaraciones realizadas en respuesta a la PIA (carta CNV-L-CSN-6900). Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS.

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, junto con el compromiso del titular, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

XII. Montaje en planta aplicable al FS-3

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

XIII. Mantenimiento de la calificación aplicable al FS-3

Durante la inspección de licenciamiento realizada, IMES realizó algunas comprobaciones por muestreo sobre trabajos de calificación resultantes de sustitución de componentes obsoletos.

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, complementado con la información recogida en la inspección, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

XIV. Requisitos documentales de calificación sísmica y ambiental

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, complementado con la respuesta a la PIA emitida y la información recogida en la inspección, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

XV. Evaluaciones externas e internas relacionadas con el FS-3

En la PIA emitida IMES solicitó información sobre este aspecto, que fue remitida por el titular. Durante la inspección de licenciamiento realizada en octubre de 2019, IMES revisó un informe de auditoría interna. A consecuencia de las aclaraciones solicitadas, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 03.04]**, que consiste en incluir en la rev.1 de la RPS información de detalle sobre un hallazgo de inspección verde, relativo a una discrepancia entre BL y base de diseño de tuberías de instrumentación no relacionadas con la seguridad, de acuerdo a lo que se expuso en la contestación a la PIA (CNV-L-CSN-6900).

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, junto con el compromiso del titular, así como las evaluaciones externas e internas que se realizan a estas actividades, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

XVI. *Revisión del Programa de Identificación y Resolución de Problemas (PIRP) de experiencia operativa aplicable al FS-3*

En la PIA emitida IMES solicitó información sobre los análisis realizados en este ámbito, que fue remitida por el titular.

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado, junto con lo que se recoge en el FS-9 sobre experiencia operativa externa, por lo que no requiere actuaciones adicionales.

Adicionalmente, IMES ha comprobado que en el FS-3 se refleja aceptablemente la información relativa a las evaluaciones e inspecciones realizadas por el área en el periodo RPS.

En relación con la valoración global de los resultados del FS-3 realizada por el titular, IMES considera aceptables las dos PDM finalmente establecidas por el titular, consistentes en:

- Incorporación de los requisitos de la RG 1.100 rev.3 para algunas de las futuras modificaciones de diseño, que se considera aceptable siempre que se incorpore en la BL las ESC a los que le será aplicable esta edición de la RG 1.100.
- Elaboración de una guía que regule los trabajos que realiza el titular para la calificación sísmica mediante análisis.

En cuanto a cuatro acciones asociadas a PDM que fueron anuladas por el Panel Multidisciplinar de Expertos (PME) en el proceso de valoración global, por ser consideradas acciones que se van a realizar, pero dentro del proceso de mejora continua, IMES, tras el análisis de las mismas, considera que debe formalizarse el compromiso del titular con su realización. Este requisito ha sido asumido por el titular como **[compromiso CNVII 03.05]**, que consiste en incluir en la rev.1 de la RPS estas acciones, que se van a gestionar mediante el PAC. Estas PDM son las siguientes:

- PDM/4.03-005/002 Actualizar especificaciones con información referente a la calificación sísmica y ambiental.
- PDM/4.03-005/003 Procedimentar un proceso de aprobación de dosieres de calificación de equipos.
- PDM/4.03-008/001 Actualizar documentación contenida en GESTEC, en relación dosieres y adendas de calificación de equipos.
- PDM/4.03-008/003 Definir el proceso para emitir revisiones de dosieres de adendas cuando el número de adendas sea elevado.

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis realizado por el titular en el FS-3, en lo concerniente a los aspectos dentro de su competencia, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

3.4.5 Factor de seguridad 4: Envejecimiento

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS-4 son GEMA e IMES. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.5.1 Área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA)

Los alcances de la evaluación han sido, esencialmente, los programas de gestión del envejecimiento (PGE).

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, GEMA elaboró en agosto de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en el mismo mes, el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/28, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6898. En enero de 2020 GEMA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver algunas cuestiones pendientes.

A continuación se resumen los resultados y conclusiones de esta evaluación. Los epígrafes en que se divide la evaluación están en consonancia con los apartados del capítulo dedicado al FS-4 en la RPS.

I. Gestión del envejecimiento: descripción y procedimientos

GEMA considera que la información contenida en este apartado sobre el desarrollo, metodología y las fases del Plan de gestión de vida (PGV) de CN Vandellós II es completa y asegura que el proceso de gestión del envejecimiento de componentes pasivos es correcto.

II. Gestión del envejecimiento: evolución en el periodo RPS y valoración del FS-4

GEMA considera aceptable la información contenida en este apartado.

III. Gestión del envejecimiento: valoración de los resultados de los PGE

GEMA considera aceptable la valoración positiva de los resultados de los PGE realizada por el titular, ya que los PGE están completamente implantados y cumplen los requisitos de la Instrucción IS-22.

IV. Gestión del envejecimiento: fortalezas, posibilidades de mejora (PDM) y acciones

GEMA considera aceptables las fortalezas y PDM definidas por el titular.

V. Evaluaciones externas e internas

GEMA considera aceptable la información contenida en este apartado.

VI. Revisiones del PAC de experiencia operativa

GEMA considera aceptable la gestión de las entradas y acciones en el PAC del titular en base a la información suministrada, tanto en la categorización como en la priorización de las entradas y acciones, y tanto en la fase de implantación como en la fase de seguimiento del PGV. Asimismo, GEMA considera adecuado el tratamiento del PAC en cuanto a la aportación de otros FS al proceso del PGV.

VII. Resultados de la revisión del FS-4

GEMA considera aceptables las fortalezas finalmente establecidas por el titular tras el proceso de cribado. Asimismo, GEMA considera adecuadas las PDM finalmente establecidas por el titular tras el proceso de cribado. Adicionalmente, destaca que una de las fortalezas y dos de las PDM están alineadas con los compromisos adquiridos por el titular en su carta de compromisos, que se detallan en el apartado 3.4.1.9.3.

Como conclusión general, GEMA considera aceptable la gestión del envejecimiento realizada por el titular durante el periodo de la RPS, el proceso de gestión del envejecimiento de componentes pasivos y las fortalezas y PDM identificadas.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2/1912/873
- CSN/NET/GEMA/VA2/1907/559

3.4.5.2 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en los programas (PGE) de gestión del envejecimiento correspondientes a estructuras.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento en la central (CSN/AIN/VA2/19/1022) para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES preparó en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES, estructuradas de acuerdo con los apartados de la RPS aplicables.

I. Normas, códigos y prácticas contra los que se realiza la revisión

Se remite a lo expuesto en el apartado 3.4.1.10, en lo que concierne a las normas USNRC RG 1.54, rev.3 y USNRC RG 1.127, rev.2.

II. Gestión del envejecimiento de componentes pasivos

En la PIA emitida IMES solicitó información sobre los PGE: PGE-15 (grúas y equipos de manejo de combustible), PGE-36 (vigilancia de estructuras) y PGE-38 (programa de pinturas y recubrimientos).

IMES concluye que considera aceptable el contenido de este apartado y la conclusión del titular en el sentido de que el proceso de gestión del envejecimiento de componentes pasivos y de larga vida y el PIEGE desarrollan todos los aspectos necesarios para el cumplimiento de la normativa aplicable, tras comprobar que los programas de inspección cumplen lo requerido por la Instrucción del CSN IS-22.

III. Fortalezas y posibilidades de mejora

Se remite a lo expuesto en el apartado 3.4.1.10, en lo que concierne a la norma USNRC RG 1.54, rev.3.

IV. Experiencia operativa en PGE de estructuras importantes para la seguridad

En la PIA emitida, IMES solicitó el análisis de la USNRC Information Notice IN 2015-04 *Fatigue branch connection welds*. El titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 04.04]**, que consiste en incorporar el análisis de aplicabilidad de la IN 2015-04 en el informe anual de experiencia operativa de 2019. Plazo: Informe Anual EO (31/03/2020). IMES considera que el compromiso establecido es aceptable.

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, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

3.4.6 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.

3.4.6.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

AEIR informa que todas las cuestiones relacionadas con el FS-5, en el ámbito de sus competencias, se refieren a la evaluación del cumplimiento de la Instrucción IS-37, en lo relativo a metodología de análisis de consecuencias radiológicas de accidentes y, dado que se trata de una solicitud en curso de evaluación, remite al informe de evaluación específico sobre el tema, actualmente en proceso de elaboración.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892
- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

3.4.6.2 Área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

La evaluación se ha centrado en dos aspectos, principalmente: la adaptación de CN Vandellós II a la Instrucción del Consejo IS-37 sobre accidentes base de diseño y la problemática asociada a los tarados de las válvulas de seguridad del presionador.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INNU elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/13, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6886.

Los resultados y conclusiones de la evaluación del área INNU se resumen en lo que sigue:

- i. Adaptación a la IS-37: en la PIA mencionada, INNU requirió mejoras en la redacción del apartado 4.5.4.1.1 de la RPS, dado que, tras la respuesta del titular quedaban aspectos pendientes de incorporar al mismo. El titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 05.01]** de incluir estos aspectos pendientes, identificados en la carta CNV-L-CSN-6886 de respuesta a la PIA, en la rev.1 de la RPS. INNU considera este compromiso como una acción aceptable para cerrar el tema.

Adicionalmente, INNU considera que debe eliminarse de la RPS en la rev.1 del documento la fortaleza relativa a la existencia de márgenes amplios en los análisis de consecuencias radiológicas, dado que la evaluación del tema permanece sin cerrar.

- ii. Problemática de las válvulas de seguridad del presionador: INNU indica que el titular ha enviado un Plan de Acción específico para resolver esta problemática que afecta a todas las centrales nucleares españolas PWR de diseño Westinghouse, y tiene un proceso de evaluación específico, independiente de la RPS

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INNU/VA2/2002/889
- CSN/NET/INNU/VA2/1907/568

3.4.6.3 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

La evaluación se ha centrado en los aspectos del FS-5 competencia de INSI:

- Análisis de la contención.
- Sumidero final de calor (UHS) y sistemas de refrigeración asociados.
- Análisis termohidráulicos de la piscina de combustible gastado (PCG).
- Análisis de sobrepresiones en frío del sistema de refrigerante del reactor (RCS).

También se han revisado aspectos generales sobre los análisis deterministas de accidentes, de carácter metodológico y sobre el mantenimiento de los análisis.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, INSI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/19, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6892. En diciembre de 2019, INSI mantuvo una reunión telefónica con el titular (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/1912/13) para aclarar aspectos aún pendientes de resolución.

A continuación se resumen resultados y conclusiones de los diferentes temas objeto de evaluación, siguiendo la estructura del capítulo dedicado al FS-5 del informe de la RPS:

- i. Gestión de modificaciones a los análisis de accidentes: INSI considera que el titular debe disponer de un procedimiento específico para regular este proceso, habiendo definido una serie de aspectos a incluir en dicho procedimiento. Para cumplir este requisito, el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 05.02]** de elaborar un procedimiento específico para la gestión de las modificaciones de los análisis de seguridad, incluyendo en el alcance los accidentes dentro de la base de diseño, así como los accidentes de la extensión de diseño CED-A. Plazo: 31/12/2021. INSI considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito.
- ii. Programa de cumplimiento de la Instrucción IS-37: por tratarse de un tema actualmente en evaluación bajo una solicitud de licenciamiento específica, y que se prevé cerrar antes de la renovación de la Autorización de Explotación, INSI no realiza una valoración del mismo
- iii. Proceso de análisis previos y evaluaciones de seguridad relativos a los análisis de accidentes y actualización del Estudio de Seguridad (ES):
 - a. INSI considera que el titular debe disponer de un procedimiento específico para regular el proceso de validación y mantenimiento de los códigos y modelos utilizados para determinados análisis de accidentes del ES, habiendo definido una serie de aspectos a incluir en dicho procedimiento. Para cumplir este requisito el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 05.05]** para elaborar un procedimiento que regule el proceso de control de CN Vandellós II de la validación y mantenimiento de códigos empleados en los Análisis de

Seguridad del ES que no están en el capítulo 15. Plazo: 31/12/2021. INSI considera este compromiso y el plazo como una acción aceptable para cumplir el requisito.

- b. INSI considera que el procedimiento del titular PG-3.13 *Revisión y aprobación de documentos de licencia realizados por contratistas* debe mejorarse en determinados aspectos específicos. El titular ha adquirido, en la carta CNV-L-CSN-7008, el **[compromiso CNVII 05.03]** de revisar el procedimiento PG-3.13 para dotar de mayor contenido técnico al proceso de revisión de CN Vandellós II para la aprobación final de los documentos soporte generados por terceros. Plazo: 31/12/2021. INSI considera este compromiso y el plazo como una acción aceptable para cumplir el requisito.
 - c. INSI considera que el alcance de los procedimientos del titular PST-1.14 *Revisión de alcance e impactos en el proceso de modificación de diseño* y GT-DST-1.02 *Análisis de la verificación del diseño*, debe ampliarse para incluir los análisis de accidentes asociados al UHS, piscina de combustible gastado y sobrepresiones del RCS en frío. El titular ha adquirido, en la carta CNV-L-CSN-7008, el compromiso **[compromiso CNVII 05.04]** de incorporar, en los procedimientos PST-1.14 y GT-DST-1.02, referencia explícita al posible impacto de modificaciones de diseño sobre los análisis mencionados, del mismo modo que ya se especifica para los análisis de los Capítulos 6 y 15 del ES donde se contempla esta acción. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación. INSI considera este compromiso y el plazo como una acción aceptable para cumplir el requisito.
- iv. Revisión de los principales cambios a los análisis de accidentes acometidos en el periodo RPS: INSI considera que la información aportada es completa.
 - v. Revisión de la consistencia del diseño con los análisis de accidentes: INSI considera adecuadas las PDM propuestas por el titular.
 - vi. Proceso de soporte analítico a los procedimientos de operación:
 - a. Mediante la PIA mencionada, INSI solicitó información sobre los procedimientos en el que se identifiquen los métodos y códigos que pueden ser empleados en el proceso de soporte analítico a los procedimientos de operación, con criterios de aplicabilidad según los casos y análisis de limitaciones, aportando el titular el procedimiento POE-PGP *Plan de generación y mantenimiento de los procedimientos de operación de emergencia*, que ha sido revisado por INSI. El titular ha definido en la RPS, la acción PDM/4.05-008/004-A001 para desarrollar un procedimiento de desarrollo del proceso de soporte analítico a procedimientos de operación, con alcance a POE, POF y GGAS, que INSI considera aceptable, siempre que incorpore información adicional sobre métodos de análisis y códigos utilizados, criterios de aplicabilidad y limitaciones, y que amplíe su alcance a las Guías de accidente en parada (GAP) y a las Guías de mitigación de daño extenso (GMDE). Adicionalmente el titular ha definido la acción PDM/4.01-122/003-A, complementaria de la anterior que INSI considera aceptable, pero considera que debe ser completada con aspectos adicionales relativos al procedimiento PST-703 sobre *Mantenimiento de los códigos termohidráulicos*.

Para dar cumplimiento a estos requisitos, el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 05.06]** para completar, la acción PDM/4.05-008/004-A001 incluyendo los aspectos requeridos por INSI. Adicionalmente el compromiso incluye completar la acción PDM/4.01-122/003-A002, que es complementaria de la anterior. Plazo: 31/12/2021 para la implantación de las acciones PDM. INSI considera este compromiso y el plazo como una acción aceptable para cumplir el requisito. El titular se compromete, asimismo, a modificar las PDM mencionadas en la rev.1 de la RPS

- b. El titular ha identificado en la RPS la acción PDM/4.01-122/003-A003 para la actualización y validación del modelo de planta de RELAP frente a nuevas versiones del código, dado que actualmente no se dispone de un análisis que justifique que la versión del código RELAP utilizada es apropiada. INSI considera que, si como consecuencia de dicho análisis resultase la necesidad de introducir cambios al modelo de planta de RELAP, éstos deberán realizarse antes del fin de 2021. Así mismo, en este mismo plazo, el titular también deberá analizar el impacto de estas modificaciones en análisis realizados anteriormente. El titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 05.07]** incluyendo los dos requisitos de INSI. Plazo: 31/12/2021 para la implantación de la PDM. El titular se compromete, asimismo, a modificar la PDM afectada en la rev.1 de la RPS
- c. INSI considera aceptable el resto de PDM relacionadas con este proceso
- vii. Ampliación del ES con los análisis de extensión de diseño y derivados del accidente de Fukushima: INSI no considera necesaria ninguna actuación adicional que no esté incluida en las expuestas anteriormente.
- viii. Evaluaciones externas: INSI considera aceptable el análisis del titular y no considera necesarias acciones adicionales.
- ix. Evaluaciones externas: INSI considera aceptable el análisis del titular y no considera necesarias acciones adicionales.
- x. Revisión de la experiencia operativa a partir de la información del PAC: mediante la PIA mencionada, INSI solicitó un listado de entradas al PAC dentro del alcance de su evaluación, así como algunas aclaraciones posteriores; INSI concluye que el análisis del titular es aceptable.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/896.1

- CSN/NET/INSI/VA2/1907/569

3.4.7 Factor de seguridad 6: Análisis probabilista de seguridad

La evaluación del FS-6 ha sido realizada íntegramente por el área AAPS. La evaluación ha consistido en verificar que el titular ha realizado un análisis adecuado para identificar PDM, que están justificadas las conclusiones del titular respecto al FS-6, identificando, si proceden, acciones de mejora adicionales.

AAPS solicitó información adicional, mediante la PIA de referencia CSN/C/DSN/VA2/19/29, emitida en junio de 2019 por el CSN. La respuesta del titular, transmitida mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6857 en julio de 2019.

AAPS ha revisado cada apartado del FS-6, obteniendo los resultados y conclusiones que se resumen a continuación.

- i. Procesos de gestión, control y actualización de los APS: AAPS está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- ii. Programa de cumplimiento con la IS-25: AAPS ha verificado que resultados de los APS de CN Vandellós II muestran que los riesgos son suficientemente bajos y están bien ponderados para todos los sucesos iniciadores y estados operativos. Considera que son valores típicos de centrales nucleares similares y de lo recogido en las guías del OIEA; por tanto, consideran que se cumple lo requerido en la guía GS 1.10. AAPS considera que el titular debe desarrollar los tres APS que faltan en plazos razonables. El titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido los **[compromiso CNVII 06.01]**, **[compromiso CNVII 06.02]**, y **[compromiso CNVII 06.03]** para elaborar, respectivamente, los modelos de:
 - a. APS nivel 2 de incendios a potencia, antes de 31.12.20
 - b. APS nivel 1 de incendios en otros modos de operación, antes de 31.12.21
 - c. APS nivel 2 de incendios en otros modos de operación, antes de 31.12.22

AAPS considera estos compromisos y plazos como acciones aceptables para cumplir lo requerido y no requiere ninguna acción adicional

- iii. Grado de adaptación a la GS 1.15: el titular concluye que el grado de cumplimiento es completo. AAPS indicó en la PIA mencionada que no la ha cumplido en cuanto al plazo de actualización del APS de nivel 1 de sucesos internos en otros modos de operación (APSOM nivel 1), solicitando al titular una fecha límite próxima para realizar dicha actualización. En la respuesta, el titular se compromete a actualizarlo en el primer semestre de 2020, lo cual es considerado aceptable por AAPS. Posteriormente, en mayo de 2020 (carta de referencia CNV-L-7054, número de registro de entrada 42612), el titular informó que, debido a los problemas derivados del estado de alarma por la COVID-19, se han visto obligados a reprogramar esta acción a septiembre de 2020). AAPS considera aceptable este ligero retraso sobre la fecha informada inicialmente. AAPS considera adecuado el resto del análisis del titular, así como las PDM identificadas, por tanto, no requiere ninguna acción adicional.

- iv. Proceso para el uso y aplicaciones del APS: AAPS está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- v. Aplicaciones de los análisis de riesgo: en la PIA mencionada, AAPS solicitó información sobre la actualización de la aplicación *Clasificación basada en el riesgo de las válvulas motorizadas en el programa de verificación periódica de la USNRC Generic Letter GL 96-05*, para la que la rev.1 de la guía GS-1.15 requiere la revisión de la aplicación cada diez años; sin embargo, la aplicación no ha sido actualizada en el periodo de análisis de la RPS. En la inspección del Plan Básico de Inspección (PBI), relativa a mantenimiento y actualización de los APS (CSN/AIN/VA2/19/1024) realizada en octubre de 2019, el titular informó sobre el estado de avance de la actividad e indicó que las sesiones del panel y la revisión de la categorización de válvulas están previstas para el tercer trimestre de 2019. En la inspección al mantenimiento y actualización del APS, realizada en octubre del 2019 (CSN/AIN/VA2/19/1024), el titular informó a la inspección de los resultados de la revisión de la categorización de válvulas. El área AAPS concluye que está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- vi. Revisión de los resultados de los APS: como valoración general, AAPS concluye que está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.

En cuanto a la evaluación específica del modelo de APS de nivel 2 en otros modos de operación (APSOM nivel 2) (primera edición de este APS), documentada en el informe de referencia CSN/IEV/AAPS/1909/857, emitido en septiembre de 2019, el área AAPS concluye que el titular debe tener en cuenta las conclusiones de esta evaluación, las fueron transmitidas al titular y tratadas en una reunión telefónica mantenida en enero de 2020 (acta de referencia CSN/ART/AAPS/VA2/2001/03). El titular, para dar cumplimiento a las conclusiones de la evaluación, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 06.04]** para Incorporar en la próxima actualización del APSOM Nivel 2 los compromisos reflejados en el acta de reunión CSN/ART/AAPS/VA2/2001/03 del 21/01/2020. Plazo: 31/12/2024. AAPS considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito.

Los compromisos de la reunión mencionada están relacionados con los siguientes aspectos:

- a. Justificar la adecuación de versión del código de cálculo MAAP utilizada.
- b. Documentar limitaciones e incertidumbres de los códigos de cálculo utilizados.
- c. Realizar una revisión del APSOM nivel 2 incluyendo los sistemas post-Fukushima.
- d. Justificar hipótesis sobre capacidad última de la contención.
- e. Verificar viabilidad de acción humana de aislamiento de contención.
- f. Verificar referencias utilizadas para determinar el parámetro *split fractions*.
- g. Incluir descripción de las categorías de liberación.
- h. Cuantificar los resultados en función de los modos de fallo de la contención.

- i. Para aplicaciones informadas en el riesgo futuras, incluir en los análisis el bypass de la contención y el fallo de aislamiento o utilizar métricas de la guía GS 01.14 para el cálculo de los incrementos de riesgo.
- j. Realizar análisis de sensibilidad e incertidumbre relevantes.
- k. Unificar nomenclatura de los cabeceros.
- vii. Evaluaciones externas relacionadas con el FS-6: AAPS concluye que está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- viii. Evaluaciones internas relacionadas con el FS-6: AAPS concluye que está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- ix. Revisión del proceso de identificación y resolución de problemas (PIRP) de experiencia operativa interna en relación con el FS-6: AAPS concluye que está de acuerdo con el análisis realizado y resultados obtenidos por el titular, por lo que no requiere ninguna acción adicional.
- x. PDM/4.06-010/002-A001 acción de mejora consistente en disponer de un disparo automático de las BRR

Esta acción reduciría el riesgo derivado de los sucesos iniciadores de los escenarios T10 (Pérdida de la barra de salvaguardias en servicio) y T14 (Pérdida del tren de agua de refrigeración de componentes (EG) en servicio), que son dos de los principales contribuyentes a la FDN. Según el titular, la implantación de esta acción contribuiría a la mejora en el riesgo de la central más del 40% de la FDN. Estos iniciadores pueden derivar en la pérdida de refrigeración a las BRR y, por tanto, a un LOCA por sus sellos. Ante esta situación actuarían los sellos pasivos, siendo necesario para su correcta actuación el disparo de las BRR.

El área AAPS considera que, dado el impacto y la mejora en el riesgo que implica esta acción de mejora, el plazo propuesto por el titular para la ejecución de esta PDM, debería adelantarse. El titular, teniendo en cuenta la valoración del tema por parte del CSN, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 06.05]** para adelantar el plazo de implantación de esta PDM a la 25ª parada de recarga de combustible (VR25, otoño de 2022). AAPS considera este plazo aceptable.

Las conclusiones globales de la evaluación son:

1. AAPS está de acuerdo con las PDM propuestas y sus plazos de ejecución.
2. Con los compromisos adquiridos por el titular no es necesaria ninguna acción adicional ni condición.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2001/883
- CSN/IEV/AAPS/1909/857
- CSN/NET/AAPS/VA2/1906/555

3.4.8 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.

3.4.8.1 Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS)

El factor de seguridad FS-7 comprende los análisis de riesgo frente a sucesos tanto internos (incendios) como externos (incendios forestales o por impacto de avión u otras causas). El alcance de la evaluación del área AAPS se limita al análisis de riesgos internos (incendios e inundaciones internas).

3.4.8.1.1 Aspectos relativos a protección contra incendios (PCI)

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, AAPS elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/22, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6902. En la PIA se identifican los principales hitos en la regulación dentro del ámbito de PCI que deben ser adecuadamente recogidos en la RPS: elaboración de las sucesivas ediciones de la Instrucción IS-30; acciones derivadas del accidente de Fukushima y de las ITC del CSN asociadas y resultados de las inspecciones y evaluaciones del CSN en el periodo RPS.

El alcance de la evaluación realizada ha sido el siguiente:

1. La evaluación de las respuestas del titular a los aspectos que se comunicaron en la PIA CSN/PIA/CINU/VA2/1907/22. A continuación se resumen resultados y conclusiones de esta evaluación.
 - i. Justificar que, dentro del proceso de gestión de modificaciones de diseño, no sólo se actualiza el Análisis de Riesgo de Incendio (ARI), sino también el impacto de las modificaciones de diseño en el Manual de Requisitos de Operación de PCI (MRO-PCI) y en el análisis de parada segura en caso de incendio, así como que los cambios en el propio MRO-PCI y en el Manual de PCI (MPCI) están incluidos en el proceso de análisis:: el titular se remite a las cuestiones planteadas sobre el FS-1 (apartado 3.4.2.1.1).
 - ii. Aclarar el alcance de equipos a proteger que definen el subsistema de PCI sísmico (comprobar si están de acuerdo con el documento EPRI NP-6041-SL): en relación con un aspecto que no resultó aclarado con la respuesta del titular a la PIA, en la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), AAPS requirió

al titular que identificara si existe alguna ubicación de ESC necesario para la parada segura en caso de terremoto de parada segura (SSE) que carece de protección mediante mangueras sísmicas; el titular respondió que todos los edificios de parada segura están cualificados sísmicamente y cuentan con sistemas de PCI igualmente cualificados sísmicamente. En enero de 2020 el titular envió una respuesta precisa mediante correo electrónico; AAPS analiza en el informe de evaluación esta respuesta, que considera satisfactoria.

- iii. Enviar información sobre el análisis del suceso ocurrido en CN Ascó *Aislamiento de la sala de control tren A por humos, tras el arranque del generador diésel de emergencia GD-3*, y la acción resultante *Incluir una precaución especial en el procedimiento de mantenimiento aplicable similar a la de CN Ascó*: AAPS ha revisado la respuesta a la PIA y no identificando ningún punto pendiente al respecto; no obstante, indica que el potencial impacto de los gases de escape de los generadores diésel de emergencia en el sistema HVAC de la sala de control será materia de supervisión por parte del área.

2. Evaluación del cumplimiento de los límites y condiciones establecidos en el anexo de la orden ITV/2149/2010 y de las Instrucciones Técnicas Complementarias e IT emitidas con posterioridad a dicha orden.

El área AAPS ha revisado el cumplimiento de la ITC 13 asociada a la Condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de SN y PR a la Autorización de Explotación de la central que, en su apartado e), punto 1 requería el análisis de incendio en sala de control con las hipótesis de la posición C5.c de la BTP CMEB 9.5-1, determinando que actualmente el titular ha ido remitiendo al CSN los análisis requeridos, finalizando con el envío de los análisis relacionados con la parada segura en caso de incendio en sala de control y está previsto el envío, en junio de 2020, de las solicitudes para las nuevas acciones del operador derivadas del análisis de espurios múltiples, adicionales a las ya solicitadas para apreciación favorable. Por lo tanto, la evaluación considera que, si bien se habrían entregado todos los análisis requeridos en la mencionada ITC 13.e).1, quedan acciones por completar, todas ellas bajo la supervisión del CSN, en el marco de la adaptación de la central nuclear de Vandellós II a la IS-30.

Por este motivo, en el momento actual no se identifican acciones ni requisitos adicionales a CN Vandellós II en relación con estos análisis más allá de dicho proceso regulador, y por tanto tampoco en el ámbito de esta RPS.

3. Revisión de las PDM propuestas por el titular en relación con el FS-7.

AAPS ha revisado las 7 PDM propuestas por el titular, todas ellas clasificadas con una prioridad BAJA y MUY BAJA, y considerando la información complementaria suministrada por el titular en la reunión de 19 de diciembre de 2019. La evaluación considera aceptable el planteamiento de acciones y plazos manifestado por el titular respecto de estas PDM, cuyo avance y consecución serán objeto de seguimiento mediante el proceso de supervisión por el CSN, así como cualesquiera otras que pudieran ser identificadas, incluyendo sus plazos de ejecución y alcance.

Las conclusiones finales de la evaluación del área AAPS sobre el FS-7 son las siguientes:

- Se considera que la información facilitada por el titular es aceptable, habiendo aportado información adicional, sobre el control de la configuración del MRO-PCI y de los documentos de PCI ante modificaciones en la instalación, sobre el alcance de los sistemas bajo cobertura del Subsistema Sísmico de PCI (SSPCI), así como sobre la acción de PAC 12|2327|01 y el hallazgo CSN/IEV/INSI/VA2/1902/833, todo ello será supervisado mediante el proceso de inspección y evaluación por el CSN.
- No se considera asimismo necesaria la emisión de condiciones adicionales en relación con los riesgos de incendio del Factor de Seguridad 7 en el marco de esta RPS.
- El seguimiento y la verificación de la implantación de las propuestas de mejora elaboradas por el titular se realizará mediante el proceso de supervisión, incluyendo su plazo de ejecución y alcance.
- Respecto a la ITC número 13.e) punto 1 a la Condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de SN y PR a la Autorización de Explotación de la central sobre el análisis determinista de escenarios de incendio en sala de control de la CN Vandellós en las hipótesis indicadas por el CSN y de forma consistente con otros análisis realizados por el titular en soporte de su adaptación a la IS-30 están siendo igualmente objeto de estudio y verificación por las áreas del CSN implicadas

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/885
- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/563

3.4.8.1.2 Aspectos relativos a inundaciones internas

El alcance de la evaluación de AAPS se circunscribe a los aspectos de inundaciones internas y aspersión recogidos en el FS-7.

Tras la revisión inicial de la documentación soporte, AAPS elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que el mismo mes de julio el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/23, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6903. En diciembre de 2019 y enero de 2020 AAPS mantuvo reuniones telefónicas con el titular para tratar aspectos pendientes; ambas reuniones han quedado documentadas mediante el acta de referencia CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04. En febrero de 2020, mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6996, el titular asumió formalmente los compromisos adquiridos en las reuniones mencionadas.

A continuación se resumen resultados y conclusiones relativos a cada uno de los aspectos evaluados.

I. Actualización del ES para los riesgos internos por inundación y aspersión

En las reuniones mantenidas, AAPS trasladó al titular la necesidad de actualizar el ES incluyendo la normativa base de licencia, la identificación de los análisis realizados para dichos riesgos, los criterios e hipótesis principales de los análisis y los principales resultados alcanzados. El titular, para dar cumplimiento a este requisito, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.06]** para actualizar el ES incorporando los análisis respecto a inundaciones internas, e ir actualizándolos a medida que se vayan finalizando las acciones del proyecto. Plazo: Primera actualización en la revisión preceptiva del ES tras la 24ª parada de recarga de combustible (VR24). Actualización final en la revisión preceptiva del ES tras la 26ª parada de recarga de combustible (VR26). El área AAPS considera este compromiso aceptable.

II. PDM/4.07-008/007 sobre análisis determinista de rociado

En la PIA emitida se solicitaba el documento origen utilizado por el titular para realizar el análisis de riego asociado a rociado, propuesto en la PDM, así como normativa, criterios, alcance y plazo. Tras analizar la respuesta del titular, AAPS identificó diversas carencias, que fueron transmitidas en las reuniones mantenidas. En dichas reuniones el titular aclaró que el alcance de la PDM es únicamente la actualización documental del análisis determinista de rociado. Tras el proceso de evaluación y discusión con el titular de las conclusiones de AAPS sobre dicho análisis, el titular ha adquirido, en la carta CNV-L-CSN-7008, los siguientes compromisos: **[compromiso CNVII 07.04]** *Realizar el análisis de las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del USNRC NUREG-0800 y sus BTP 3-3 y 3-4 asociadas, en su versión de 2007, para su incorporación a las BL y remitir al CSN el programa para el tratamiento de las desviaciones identificadas, donde figuren las acciones para cumplir la nueva BL, de acuerdo a la nota de reunión CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04.* Plazo: 30/06/2021 y **[compromiso CNVII 07.05]**: *Finalizar la implantación del programa derivado del análisis de las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del USNRC NUREG-0800 y sus BTP 3-3 y 3-4 asociadas, en su versión de 2007, de acuerdo a la nota de reunión CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04.* Plazo: Recarga VR26 (primavera 2024). El área AAPS considera estos compromisos y plazos aceptables, no requiriéndose acciones adicionales a este respecto.

III. BL aplicables a análisis deterministas de inundaciones internas y rociado

En la PIA emitida se solicitaba al titular realizar un análisis de cumplimiento de las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del USNRC NUREG-0800. Como respuesta el titular no realiza el análisis solicitado, limitándose a indicar que el NUREG-0800 no es base de licencia. AAPS consideró insatisfactoria la respuesta. Tras abordar el tema en las reuniones mantenidas ha adquirido los compromisos: **[compromiso CNVII 07.04]** y **[compromiso CNVII 07.05]**, mencionados en el apartado anterior. AAPS considera estos compromisos y plazos aceptables, no requiriéndose acciones adicionales a este respecto.

IV. Otros orígenes potenciales de inundaciones internas

En las reuniones mantenidas, AAPS transmitió al titular que según la ITC de Inundaciones internas: *Se incluirán los iniciadores potenciales de inundaciones: fugas y roturas en componentes a presión, configuración incorrecta de sistemas (alineamiento), inundaciones por agua procedentes de edificios vecinos, operaciones espurias del sistema de protección contra incendios, sobrellenado de tanques, consecuencias del fallo de los equipos de aislamiento, etc.*

El titular aclaró que, en cuanto a los potenciales orígenes de inundaciones:

- i) Están recogidos en el Manual de protección contra inundaciones (MPCINU):
 - Fugas y roturas en componentes a presión.
 - Configuración (alineamiento) incorrecta de sistemas.
 - Inundaciones procedentes de edificios vecinos.
 - Sobrellenado de tanques.
 - Consecuencias del fallo de los equipos de aislamiento.
- ii) Serán considerados en el análisis previsto de acuerdo con los compromisos **[compromiso CNVII 07.04]** y **[compromiso CNVII 07.05]**, mencionados en los apartados anteriores:
 - Flujo inverso a través de drenajes.
 - Caminos de propagación procedentes de áreas no relacionadas con la seguridad.
- iii) Serán considerados en el análisis de la guía del OIEA NS-G-1.11, de acuerdo con el compromiso **[compromiso CNVII 07.09]**, mencionado en el apartado 3.4.1.1.2:
 - Errores humanos durante mantenimiento y pruebas.
 - Actuación espuria del sistema de rociado de contención.

Tras valorar esta respuesta, AAPS no considera necesario requerir actuaciones adicionales. En el proceso de supervisión se verificará el adecuado análisis de todos los potenciales orígenes de inundaciones.

V. Análisis de propagaciones entre zonas de inundación: propagación a través de puertas y a través de otras vías de comunicación

En la PIA emitida se solicitaba información sobre las acciones del PAC derivadas de la inspección de inundaciones internas del año 2016. Tras analizar la respuesta del titular, AAPS identificó diversas carencias en los análisis de propagación, tanto a través de puertas, por fallo o deformación de éstas, como a través de otras vías de comunicación, que fueron transmitidos y discutidos con el titular en las reuniones mantenidas. Según queda reflejado en el acta de dichas reuniones, de referencia CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04, el titular se comprometió a realizar el análisis de propagación en los términos requeridos por el CSN, reflejados en dicha acta de reunión. AAPS considera que, por tanto, no se requieren actuaciones adicionales.

VI. Validación de acciones manuales locales de aislamiento de la inundación

En la PIA emitida se solicitaba información sobre las entradas al PAC derivadas de la inspección de inundaciones internas del año 2016. Tras analizar la respuesta del titular, AAPS identificó el incumplimiento del plazo establecido en el PAC para la validación de las hipótesis de tiempo de detección y aislamiento de roturas con aislamiento desde fuera de la sala de control.

Transmitido el incumplimiento al titular, éste se ha comprometido a implementar la acción PAC 16/7424/02, antes del 31/03/2020. AAPS considera que una vez asumido por parte del titular el compromiso de validación de las acciones manuales locales de aislamiento de la inundación en los términos recogidos en la nota de reunión CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04, en

un plazo que se considera adecuado no se requieren acciones adicionales a este respecto. Se ha verificado que el titular realizó la acción antes del plazo comprometido.

VII. *Revisión del análisis determinista de inundaciones internas*

En las reuniones mantenidas, AAPS transmitió al titular la necesidad de revisar el análisis determinista de inundaciones internas de acuerdo con las BTP BL actuales o con la nueva base de licencia y teniendo en cuenta lo tratado en los apartados anteriores. AAPS considera que, una vez adoptados los compromisos **[compromiso CNVII 07.04]** y **[compromiso CNVII 07.05]**, mencionados anteriormente, de revisión del análisis determinista de inundaciones internas en los términos recogidos en la nota de reunión (CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04 no se requieren actuaciones adicionales.

VIII. *Revisión del Manual de protección contra inundaciones (MPCINU)*

En las reuniones mantenidas, AAPS transmitió la necesidad de revisar el MPCINU, identificando los aspectos a incluir en dicha revisión. Tras discutir con AAPS diversos detalles al respecto, el titular ha adquirido los compromisos **[compromiso CNVII 07.07]**: *Incluir en el MPCINU, en caso de no funcionalidad de barreras, acciones escalonadas de forma similar a lo que se hace en el caso de no funcionalidades de barreras contra incendios.* Plazo: 30/06/2021 y **[compromiso CNVII 07.08]**: *Revisar el MPCINU cuando finalicen las acciones del programa de cumplimiento de la nueva BL, de acuerdo a la nota de reunión CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04.* Plazo: 31/12/2024. El área AAPS considera que una vez asumido por parte del titular el compromiso de revisión del Manual de Protección contra inundaciones internas en su carta de compromisos, en los términos recogidos en la nota de reunión, no se requieren acciones adicionales a este respecto.

Como conclusión final, AAPS considera aceptables los compromisos y plazos adquiridos por el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008 (**[compromiso CNVII 07.04]**, **[compromiso CNVII 07.05]**, **[compromiso CNVII 07.06]**, **[compromiso CNVII 07.07]** y **[compromiso CNVII 07.08]**), en los términos reflejados en el acta de referencia CSN/ART/AAPS/VA2/2001/04).

Todos estos compromisos están recogidos en la carta del titular ref. CNV-L-CSN-7008.

Dada la importancia de las acciones a realizar por el titular, AAPS propone la emisión de una ITC que refleje todas las acciones, con el texto siguiente:

- 1 *El titular realizará, antes del 30 de junio de 2021, 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, todas ellas en su versión de marzo de 2007, para su incorporación a las bases de licencia de CN Vandellós II y remitirá 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 plazo de realización de dichas acciones.*
- 2 *El análisis determinista de aspersiones (o rociado) formará parte del análisis de adaptación anterior.*
- 3 *El plazo e implantación de las acciones derivadas será escalonado ejecutando las acciones a lo largo del período junio de 2021-primavera de 2024 (Recarga VR26).*

- 4 *En caso de identificar durante dicho análisis discrepancias entre el diseño licenciado de la instalación frente a la actual normativa base de licencia (BTP ASB 3-1 y BTP MEB 3-1 de 1981) con impacto en la seguridad se establecerán de manera específica medidas compensatorias hasta la resolución de las mismas.*
- 5 *La revisión del análisis determinista de inundaciones internas se llevará a cabo de acuerdo a lo siguiente:*
 - a. *El análisis incorporará la verificación de la capacidad para alcanzar la parada segura en los escenarios de roturas postulados según se describen en la nueva base de licencia.*
 - b. *La propagación entre zonas a través de puertas tendrá en cuenta las características reales de las puertas existentes en planta. Dichas características constructivas se incluirán en los análisis. Se demostrará y documentará que la cota de inundación alcanzada no produce deformaciones o apertura de puertas y, en su caso, se considerará su efecto en los análisis de propagaciones. Se realizará un análisis estructural de las puertas para determinar la vulnerabilidad de las mismas frente a los niveles de inundación de las áreas.*
 - c. *La propagación entre zonas tendrá en cuenta todas las posibles vías de comunicación (puertas, trampillas, huecos, conductos de ventilación, líneas de drenajes sin válvula de aislamiento y penetraciones). Para aquellos sellados de penetraciones que se consideren estancos al agua se incluirá en los análisis la referencia a sus certificaciones de fabricante. En caso de que el nivel de agua supere el de cualificación de la puerta o sellado, se considerará fallo del elemento.*
 - d. *En relación a la estanqueidad al agua de suelos, techos, paredes y cubiertas, se indicará en los análisis sus criterios de estanqueidad y se justificará que las cotas de inundación resultantes no pueden producir daños en estructuras de separación de zonas.*
- 6 *El titular actualizará el Estudio de Seguridad, en la revisión preceptiva de la parada de recarga de combustible VR24, para incorporar los análisis existentes actualmente respecto a inundaciones internas, e irá actualizándolos a medida que se vayan finalizando las acciones del proyecto para adaptación a la nueva base de licencia, que quedará finalmente documentada en el ES en la revisión preceptiva posterior a la parada de recarga de combustible VR26, de acuerdo con lo siguiente:*
 - a. *Secciones aplicables del NUREG-0800. Actualmente corresponden a las BTP ASB 3-1 y BTP MEB 3-1 de 1981 y, tras finalizar el cambio a la nueva base de licencia, corresponderán a las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del NUREG-0800 y sus BTP 3-3 y 3-4 asociadas, todas ellas en su versión de marzo de 2007.*
 - b. *“Instrucción Técnica Complementaria sobre Inundaciones Internas a la CN de Vandellós II” de 2 de Julio de 2009 (CNVA/VA2/SG/09/02).*
 - c. *Criterios generales de diseño CGD 2 y 4 de la IS-27.*
 - d. *Adicionalmente, la carta CSN/C/DSN/VA2/16/50 “CN Vandellós II. Revisión de los Manuales de Protección Contra Inundaciones” se recogerá en el ES y en el Manual de Protección Contra Inundaciones como referencia.*

e. *En relación con las ITC 1, 3 y Adaptada en el ámbito de los análisis post-Fukushima, forman parte de la extensión de diseño y como tales, quedarán incluidas en el capítulo específico que existe en el ES al respecto.*

7 El titular revisará, antes del 30 de junio de 2021, el Manual de Protección contra inundaciones (MPCINU), para incorporar aspectos compatibles con el programa de adaptación del análisis comprometido así como al menos lo siguiente:

- a. *Identificación de ESC relevantes para la seguridad desde el punto de vista de inundaciones a las que se les da crédito en los análisis deterministas para la detección de la inundación, como barrera de propagación o de mitigación de la inundación para la protección de ESC de seguridad o necesarias para llevar a la planta a condición segura.*
- b. *Estas ESC tendrán un programa de mantenimiento, inspección y pruebas asociado e identificado en el MPCINU.*
- c. *Identificación de acciones correctoras ante no funcionalidades de las ESC identificadas que supongan medidas equivalentes a la no funcionalidad de las mismas y que permitan la gestión del riesgo.*
- d. *En caso de la no funcionalidad de barreras se establecerán acciones que incluyan plazos.*

8 *Al finalizar el programa de adaptación completo, el titular incluirá en el MPCINU, antes del 31 de diciembre de 2024, los resultados y protecciones derivados del análisis de rociado además de otras modificaciones derivadas de las acciones del programa de adaptación a la nueva base de licencia.*

Mediante correo electrónico de 19.05.20, el área AAPS, a propuesta del titular, acepta modificar en el punto 5c la frase: *...sus certificaciones de fabricante por la documentación que acredita dicha estanqueidad, siendo esta trazable.*

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AAPS/VA2/2002/886

- CSN/NET/AAPS/VA2/1907/576

3.4.8.2 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.

El titular ha revisado el listado de riesgos externos a analizar aplicables al emplazamiento y el proceso de cribado. El resultado obtenido por el titular es que el Individual plant examination of external events (IPEEE) incluye todos los riesgos contemplados en la guía del CSN GS-1.10, con excepción de los debidos a: tormenta solar, hidrogeología, interferencias electromagnéticas y vibraciones. Para que todos ellos queden incorporados al proceso de

selección y cribado, el titular ha incluido la GS 1.10 como documento de la lista de sucesos externos de referencia en el IPEEE.

CITI considera aceptable el proceso de análisis seguido por el titular, ya que se corresponde con lo establecido en el DB. También considera aceptables globalmente los resultados del análisis del titular.

A continuación se resume la evaluación de los principales riesgos externos y los resultados obtenidos y compromisos finales adoptados por el titular.

3.4.8.2.1 Riesgos asociados a sucesos meteorológicos e hidrológicos

El titular considera que cubre razonablemente este aspecto al actualizar con frecuencia establecida el contenido del capítulo 2 del ES, "Características del Emplazamiento", ya que en esa revisión realiza un análisis de la variabilidad de los datos ambientales del último periodo frente al histórico de registros. En consecuencia, el titular no identifica PDM. CITI considera todo ello aceptable.

En lo que concierne a cada riesgo específico:

I. Inundaciones externas

El titular ha revisado los valores de precipitación máxima probable (PMP) considerando los datos meteorológicos actualizados hasta diciembre de 2017.

El titular ha revisado la capacidad de drenaje de terrazas y cubiertas de edificios. En todos los casos ha resultado margen suficiente para evitar el colapso estructural de cubiertas. No obstante, el titular identifica dos incidencias de vulnerabilidad, para las que ha definido actuaciones correctoras. Asimismo el titular ha revisado la capacidad de drenaje de la red interior al emplazamiento con los datos actualizados de PMP, resultando que dicha capacidad sigue estando del lado de la seguridad. No obstante, el titular identifica una incidencia de potencial vulnerabilidad, para la que ha definido actuaciones correctoras.

En 2018 el titular emitió la revisión 2 del Manual de protección contra inundaciones (MPCINU), dando respuesta aceptable a lo requerido por el CSN en la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/16/50, que requería revisar dicho manual para incluir todos los sucesos, internos y externos, de los que pudieran derivarse inundaciones internas. Para el análisis de dichos sucesos de origen externo el titular ha considerado tanto las inundaciones externas como los sismos, resultando de ello diversas modificaciones físicas y documentales

El titular dispone del procedimiento Actuación en caso de condiciones meteorológicas severas, que incluye instrucciones específicas en caso de lluvias torrenciales y tormentas con o sin aparato eléctrico.

II. Caída de rayos

Los análisis del titular son básicamente los análisis probabilistas realizados en el ámbito del IPEEE-Otros sucesos externos. El titular concluye que la planta está adecuadamente protegida

frente al rayo y tiene capacidad suficiente para afrontar este riesgo. CITI considera aceptable la conclusión del titular.

III. *Vientos fuertes (incluyendo tornados)*

El titular ha revisado las series de registro de datos. El resultado obtenido es que la máxima frecuencia de daño al núcleo por vientos fuertes, asociada al fallo del tanque de almacenamiento de agua de aportación auxiliar a sistemas esenciales (AP-T02), es de 9.05 E-7/año; este valor resulta inferior al de cribado establecido en el USNRC NUREG-1407, lo que se considera aceptable por parte de CITI.

Respecto a tornados el titular destaca que se trata de fenómenos muy inusuales en España y por ello no figura en las Bases de Diseño de la central ni se encontraba analizado en el alcance de los primeros IPEEE. Sin embargo, a raíz de sucesos ocurridos en 2008 cerca de la central, en el alcance de la rev. 3 del IPEEE se incluyó el análisis de vulnerabilidad de la planta frente a este suceso y también se ha incluido en la rev. 4 (2019). El resultado del análisis de peligrosidad frente a tornados arroja valores por debajo del umbral 1.0 E-5, establecido en el USNRC NUREG-1407. Por este motivo el suceso resulta cribado, ya que no tiene una contribución significativa a la frecuencia de daño al núcleo. CITI considera aceptable esta conclusión.

IV. *Tormentas solares (e interferencias electromagnéticas)*

El análisis del titular indica que este suceso “aunque poco probable debido a la latitud en que se encuentra, podría aplicar al emplazamiento de CN Vandellós II”. Y ha identificado que en el caso poco probable de ocurrir el suceso serían susceptibles de sufrir potenciales efectos los transformadores, el principal (TP) y los auxiliares (TAR y TAE), como ESC relacionados con la seguridad. El suceso ha sido cribado al analizarlo en el IPEEE de ‘Otros sucesos externos’, por el criterio de tener consecuencias potenciales que resultan cubiertas por otros sucesos para los cuales ha sido diseñada la planta (pérdida de transformadores). CITI, tras consulta con el área de sistemas eléctricos y de I&C, INEI, concluye que resulta aceptable el cribado del suceso, tanto en relación con tormentas solares como con interferencias electromagnéticas.

V. *Otros sucesos (hidrológicos y vibraciones)*

El titular ha analizado los riesgos asociados a posibles fenómenos hidrológicos o hidrogeológicos, y concluye que el emplazamiento es suficientemente robusto para resistirlos, dado que todas las estructuras relacionadas con la seguridad se encuentran cimentadas en cotas muy superiores a la elevación máxima probable del nivel freático y también del nivel máximo de inundación externa.

El titular ha realizado un análisis de potenciales riesgos por vibraciones, derivadas de actividad volcánica, del almacenamiento de gas Castor, de voladuras controladas o de origen eólico. La conclusión del titular es que los posibles riesgos de vibraciones transmitidas por el terreno se consideran englobados dentro del análisis de riesgo por terremotos. Y que los posibles riesgos de vibraciones eólicas quedan envueltos por el análisis de vientos fuertes.

Estos análisis del titular y sus resultados, que no identifican mejoras de seguridad para la planta, se consideran aceptables por parte de CITI.

3.4.8.2.2 Riesgos asociados a otros sucesos externos y combinación de sucesos

El titular indica que los análisis de sucesos naturales extremos realizados en el marco de las 'pruebas de resistencia' (2011) tuvieron la finalidad de cuantificar los márgenes de seguridad frente a las bases de diseño y frente a sucesos posibles más allá de las bases de diseño. Como consecuencia de dichos análisis el titular destaca que la planta incrementó sus márgenes de seguridad con modificaciones físicas que incrementaron su robustez y margen sobre los valores base de diseño.

El alcance de los análisis probabilistas documentados en la rev. 4 del IPEEE-Otros sucesos externos incluye una revisión del proceso de selección de sucesos externos, teniendo en consideración los análisis realizados en el marco de las pruebas de resistencia y un análisis reforzado para justificar el cribado de algunos sucesos (como son granizo y temperaturas extremas). De acuerdo con el USNRC NUREG-1407, el titular ha determinado que, dentro del listado de sucesos externos a considerar en CN Vandellós II, sólo podrían tener una contribución significativa a la frecuencia de daño al núcleo los siguientes:

- Accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas.
- Liberación de productos peligrosos en el emplazamiento.
- Sismos.
- Inundaciones externas.
- Caída de rayos.
- Vientos fuertes y tornados.

(Las inundaciones externas, caída de rayos y vientos fuertes ya han sido tratados anteriormente).

Respecto a los accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales próximas, y tras realizar los correspondientes análisis específicos, el titular concluye que la central tiene capacidad suficiente para hacer frente a estos riesgos y no identifica PDM, lo que CITI considera aceptable.

En relación con la liberación de productos tóxicos o peligrosos el titular ha realizado un análisis específico. Su conclusión es que la planta tiene capacidad para afrontar estos riesgos sin comprometer la seguridad. No obstante el titular ha identificado una PDM (elaborar un procedimiento para la vigilancia de sustancias tóxicas, asfixiantes, inflamables y/o explosivas que se almacenen en áreas exteriores de la planta); lo que CITI considera aceptable.

Respecto al análisis de combinaciones de riesgos, el titular ha analizado no solo las combinaciones de sucesos naturales creíbles, con arreglo a lo ya realizado en el marco de las 'Pruebas de Resistencia post-Fukushima', sino también las posibles combinaciones de riesgos naturales con otros riesgos externos por acción humana. El titular ha identificado una PDM, para considerar la combinación de riesgo sísmico y explosión en la central térmica de ciclo

combinado (CTCC) de la Plana del Vent y para la combinación de transportes de sustancias explosivas por carretera y viento. El titular espera que las combinaciones objeto de la PDM tengan poca incidencia en el riesgo, debido al juicio de experto realizado en relación a la baja probabilidad de que se produzca el efecto combinado y a los márgenes que dispone el diseño de las ESC para hacer frente a sobrepresiones. CITI considera que la PDM y las acciones asociadas resultan aceptables en la evaluación.

El titular ha analizado específicamente los riesgos por incendios externos y ha identificado una PDM al respecto (incluir en procedimientos las actuaciones necesarias para minimizar el impacto de humos en la instalación debidos a incendios externos). CITI considera que el titular debe asignarle un plazo límite. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.10]**, por el que establece dicho plazo en el 31.12.22, que CITI considera aceptable.

En cuanto al análisis del riesgo sísmico, la conclusión final del análisis del titular es que la planta tiene capacidad para afrontar este riesgo, no habiéndose identificado aspectos aplicables para la mejora de la seguridad de la planta. Con la información actualmente disponible, CITI considera aceptable la conclusión. No obstante, como el titular señala, CN Vandellós II está realizando la actualización de la caracterización sísmica de su emplazamiento requerida por el CSN (según la ITC-Sísmica, CSN/ITC/SG/VA2/15/03), de modo conjunto con el resto de centrales nucleares españolas y aplicando la metodología SSHAC Nivel 3 de la USNRC. El resultado de esta actualización permitirá conocer las curvas de peligrosidad sísmica en cada emplazamiento nuclear con arreglo a la normativa y conocimiento técnico más reciente; y a partir de ahí podrán compararse las nuevas curvas de peligrosidad con los datos actuales de bases de diseño sísmico y márgenes en cada emplazamiento nuclear y deducir las conclusiones oportunas.

Adicionalmente a lo anterior, en la carta de compromisos del titular, de referencia CNV-L-CSN-7008, el titular incluye el **[comentario 07.04]**, mediante el que aclara el estado de diversos aspectos identificados por CITI en la última inspección del Plan básico de inspección, así como en la rev.4 del informe IPEEE Otros Sucesos Externos, emitida fuera del periodo RPS. CITI considera aceptables los contenidos y plazos propuestos por el titular para el cierre de temas pendientes de inspección, que son los siguientes:

1. Instalar tajadera en puerta S-1-16-P2 para evitar entrada de agua de lluvia.
Plazo: 31.12.21
2. Analizar e implantar mejoras que eviten acumulación de agua en caso de precipitación máxima previsible (PMP) en el pozo de tendones de la contención.
Plazo: 31.12.21
3. Reparar cubierta edificio auxiliar-control.
Plazo: 30.06.20

Como conclusiones globales en relación con el FS-7, CITI considera que:

- El titular ha documentado adecuadamente, conforme a la metodología descrita en el DB, el análisis realizado de riesgos externos y de la capacidad de la planta para afrontarlos
- Los resultados del análisis del titular respecto a los riesgos externos son aceptables

- Los contenidos y plazos de los compromisos, comentario y PDM propuestos por el titular son aceptables

Informe de evaluación

- CSN/IEV/CITI/VA2/2003/910

3.4.8.3 Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES)

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-7 relacionados con el ámbito de competencias de IMES, que son los riesgos de colapso estructural (riesgo interno) y el sismo (riesgo externo). 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, IMES elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/25, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6900. En octubre de 2019 IMES realizó una inspección de licenciamiento (CSN/AIN/VA2/19/1022) en la central para aclarar algunas de las respuestas a la PIA y recabar información sobre la organización del titular para realizar los trabajos asociados a la calificación sísmica de equipos y a la asignación de margen sísmico. Después de la reunión de exposición de conclusiones preliminares de la evaluación al titular (17.12.19), IMES preparó en enero de 2020 una NET para establecer las argumentaciones del área en aquellos temas tratados en la reunión donde el titular mostró discrepancia con las conclusiones de IMES.

A continuación se presentan los resultados y conclusiones de la evaluación de IMES, estructuradas de acuerdo con los apartados de la RPS aplicables.

1. Proceso de actualización del IPE-APS (otros sucesos externos e IPEEE sísmico)

El alcance de la evaluación de IMES de este apartado se limita a la parte relacionada con el IPEEE sísmico.

Mediante la PIA emitida, IMES solicitó información adicional sobre el proceso establecido para mantener actualizado el listado de ESC evaluados sísmicamente en el IPEEE y en los stress tests post-Fukushima. El titular envió la información solicitada mediante su carta de respuesta CNV-L-CSN-6900. En la inspección de licenciamiento realizada, IMES adquirió información adicional sobre la metodología de selección de equipos para el IPEEE sísmico.

Los aspectos analizados son los siguientes

- Metodología de análisis del IPEEE sísmico. Las etapas son las siguientes: Elaboración de la lista de equipos, Ambiente Sísmico de Revisión, Evaluación preliminar de los componentes y anclajes de equipos, Evaluación preliminar de los componentes y anclajes de equipos y Análisis capacidad componentes.
- Análisis del proceso de actualización IPEEE sísmico.

La valoración de IMES de este apartado es el siguiente:

- i. Se considera aceptable el proceso de trabajo por el que se ha establecido el listado de equipos a los que se les asigna el margen sísmico de 0,3g.
- ii. Las actividades de mantenimiento de margen sísmico son aceptables.
- iii. El titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.02]** para incluir en la rev.1 de la RPS una explicación detallada sobre el proceso de actualización de equipos con asignación de margen sísmico, que se encuentra reflejado en el procedimiento GT DST7.20 rev. 0, de acuerdo con la información aportada en respuesta a la PIA (CNV-L-CSN-6900).
- iv. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.03]** para incluir en la rev.1 de la RPS la descripción de las actividades previstas en relación con el mantenimiento del margen sísmico, así como la frecuencia de las mismas, de acuerdo con la información aportada en respuesta a la PIA (CNV-L-CSN-6900).
- v. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 07.01]** para incluir en el alcance del IPEEE sísmico los armarios de regulación de tensión de los generadores diésel de emergencia ARTGA y ARTGB, de acuerdo con lo recogido en el acta de inspección CSN/AIN/VA2/19/1022.

El área IMES considera aceptable el contenido de este subapartado junto con las acciones que el titular tiene previsto realizar teniendo en cuenta los tres compromisos establecidos para el FS-7.

2. Riesgos internos de colapso estructural

El objeto de este anexo es analizar el riesgo de colapso de estructuras importantes para la seguridad debido a causas internas como pueden ser:

- La caída de cargas pesadas de forma que pudieran dañar la integridad y operabilidad de estructuras.
- Interacciones sísmicas dos sobre uno.

IMES considera aceptables los análisis realizados por el titular sobre los riesgos internos de colapso estructural, sin requerir acciones adicionales.

Adicionalmente, IMES ha comprobado que en el FS-7 se refleja aceptablemente la información relativa a las inspecciones realizadas por el área en el periodo RPS.

3. Análisis de PDM y acciones propuestas

IMES ha revisado 6 PDM propuestas por el titular, en el ámbito de sus competencias, 5 de las cuales son resultados del análisis de normativa, las cuales han sido consideradas en el apartado 3.4.1.10. La quinta PDM/4.03-005/001 que tiene por objeto emitir guía para la realización de calificación sísmica mediante análisis, se considera aceptable.

Como conclusión global, IMES considera aceptable el análisis realizado por el titular en el FS-7, en lo concerniente a asignación de margen sísmico, mantenimiento y verificación del cumplimiento de los requisitos de asignación de dicho margen sísmico y análisis de riesgo de colapso estructural, junto con el cumplimiento de los compromisos adoptados por el titular.

4. Plazo de las acciones propuestas

IMES ha revisado los plazos previstos de implantación de todas las medidas propuestas (en acciones de PDM y en compromisos) que se encuentran dentro del alcance de su evaluación, considerándolos aceptables, ya que todas las medidas propuestas se habrán implantado un año después de la renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II.

5. Análisis de interfaces

IMES considera que el análisis de interfaces entre las PDM identificadas y acciones asociadas de los distintos FS, se considera que es coherente y por tanto aceptable. No obstante, IMES detectó una interfaz entre FS-3 y FS-7 no identificada. En la inspección de licenciamiento realizada, IMES constató que las actividades asociadas a la calificación sísmica de equipos se realizan por unidades organizativas diferentes y en etapas diferentes a las actividades de asignación del margen sísmico. IMES considera que este hecho puede dar lugar a ineficiencias y a algún problema relacionado con la seguridad. IMES comunicó al titular esta interfase no detectada y el titular, en la carta CNV-L-CSN-7008, ha establecido el **[compromiso CNVII 03.01]** para elaborar un procedimiento para asegurar que se lleve a cabo la verificación en los ensayos de calificación de que se cumplen los criterios de aceptación para el mantenimiento del margen sísmico en los equipos ensayados. Plazo: 6 meses de la autorización de explotación. Adicionalmente, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 03.09]** para incluir en la rev.1 de la RPS la interfaz entre FS-3 y FS-7 que no había sido identificada.

IMES considera estos compromisos aceptables, de manera que el nuevo proceso que establecerá el procedimiento a desarrollar por el titular eliminará las debilidades detectadas.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/IMES/VA2/2002/895
- CSN/NET/IMES/VA2/1912/589
- CSN/NET/IMES/VA2/1907/570

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

La evaluación 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, INEI elaboró en julio de 2019 una NET para requerir información adicional, por lo que en agosto de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1908/27, que el titular respondió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6904.

La evaluación de INEI se ha centrado en revisar la PDM/4.07-008/005 identificada por el titular, relativa a la automatización de la respuesta de la planta ante sucesos de fase abierta (SOER 2015-1), relacionada con el riesgo de sobretensiones en líneas de suministro eléctrico. INEI considera adecuada esta PDM.

Respecto a otros riesgos considerados en el FS-7, dentro de su ámbito de competencia, (pérdida de energía eléctrica, transitorios de alta tensión, tormentas solares, caída de rayos, interferencias electromagnéticas o de radiofrecuencia), INEI ha revisado el análisis del titular incluido en el FS-7, sin realizar comentarios al respecto; y concluye que están considerados por el titular en otras secciones de la RPS que han sido objeto de evaluación.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894

- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.9 Factor de seguridad 8: Experiencia Operativa Interna

La evaluación del FS-8 ha sido asignada al Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON). Adicionalmente, el área INEI ha realizado una evaluación de aspectos específicos del FS-8 dentro de su ámbito de competencias. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.9.1 Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON)

El alcance de la evaluación de AEON ha sido el siguiente:

- Experiencia operativa interna (EOI), en general.
- Proceso de identificación y resolución de problemas (PIRP).
- Análisis de nueva normativa (NN).
- Documento asociado a la solicitud de la RAEX *Análisis de la experiencia acumulada de explotación*.

AEON resume la información presentada por el titular y el objeto de la evaluación en lo siguiente:

1. AEON ha evaluado el FS-8 de acuerdo con la GS 1.10
2. El PIRP está muy relacionado con los programas de EOI y NN, y solo ha sido objeto de evaluación en lo que concierne al uso que los programas de EOI y NN hacen del PIRP.
3. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción el Plan de Refuerzo Cultural y Organizativo (PROCURA) de Asociación Nuclear Ascó Vandellós (ANAV), que ya han sido objeto de valoración por el CSN.
4. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción de los hallazgos e indicadores del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), que ya han sido objeto de valoración por el CSN.

5. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción de los proyectos de investigación y desarrollo, que no han sido objeto de evaluación (en el informe de evaluación se resume la información a efectos meramente descriptivos).
6. En FS-8 y FS-9 se incluyen los indicadores WANO de dosis colectiva, accidentes laborales, y funcionamiento de los sistemas de seguridad, que no han sido objeto de evaluación (en el informe de evaluación se resume la información a efectos meramente descriptivos).

Las conclusiones de la evaluación de AEON son las siguientes:

1. La valoración global de AEON de los programas de EOI y NN es que son adecuados de cara a un nuevo periodo de explotación de la instalación, concluyendo que no se ha puesto de manifiesto ningún aspecto que desaconseje dar una nueva AE, manteniendo las mismas condiciones que en la AE vigente.
2. La conclusión 1) se basa en la evaluación de la información presentada por el titular en los FS 8 y FS 9, así como en las actividades de inspección y supervisión de las actividades de EOI y NN que efectúa AEON, que permite concluir que el titular dispone de programas procedimentados de EOI y NN que cumplen la normativa vigente, que el titular analiza sistemáticamente mediante vigilancia de indicadores, autoevaluaciones, auditorías, evaluaciones externas, estudio de tendencias, aportaciones del personal, etc., que facilitan la corrección de debilidades y la mejora de los procesos. Los principales fundamentos de esta valoración son:
 - a. En las inspecciones del SISC que efectúa AEON al proceso de EOI no se ha puesto de manifiesto ningún incumplimiento importante relativo a estos procesos.
 - b. Durante el periodo de la RPS se desarrolló el plan PROCURA, que tuvo un gran impacto en la organización de la EO: se crearon los Coordinadores de Área de Experiencia Operativa, se definieron indicadores de EO, se unificaron los análisis de causas centralizándolo en una única unidad organizativa que ejecute el análisis de forma completa, etc.; todo ello fue valorado positivamente por el CSN.
 - c. Durante el periodo de la RPS se han implantado otras mejoras como: involucrar más a las unidades organizativas técnicas la evaluación de la EO, y se ha fortalecido el uso de la EO mediante herramientas como la base de datos Just In Time y el Libro de experiencia operativa de recarga; y en el proceso de nueva normativa se ha mejorado la comunicación interna de emisión de nueva normativa que pueda tener impacto en otros procesos como modificaciones de diseño o adquisición de equipos.
 - d. Durante el periodo de la RPS se ha llevado a cabo una misión OSART y dos peer review de WANO con sus seguimientos posteriores, habiéndose implantado acciones para incorporar las recomendaciones efectuadas.
 - e. Los indicadores globales de los procesos de EOI se encuentran en estado favorable y con tendencia positiva.
3. El titular ha identificado varias PDM en relación con los procesos objeto de evaluación, que se cargan en el PAC, donde se priorizan. Las PDM que son competencia de AEON son

de carácter administrativo y no están requeridas por la normativa aplicable, por lo que no se considera necesario establecer un tiempo límite para su implantación

4. Otro aspecto identificado en la evaluación es que algunos indicadores de EO no están en situación favorable y que un elevado tanto por ciento de acciones se resuelven fuera del plazo establecido. No obstante, se consideran aspectos menores propios de procesos que se están mejorando continuamente, que AEON puede seguir en sus inspecciones del SISC si lo considera pertinente y que no requieren realizar ninguna acción adicional

Adicionalmente a las conclusiones de la evaluación de la documentación presentada por titular en apoyo a la solicitud de RAEX, AEON recoge en su informe la propuesta de las nuevas ITC asociadas a la RAEX relativas a los informes anuales de EO y NN, que introduce cambios resultantes de la experiencia reguladora acumulada.

Finalmente, e independientemente a las conclusiones de la evaluación de la documentación presentada por titular en apoyo a la solicitud de RAEX, AEON concluye que considera adecuado no requerir el documento "Análisis de la experiencia acumulada de explotación" como un documento a enviar de cara a una futura RAEX, mientras la RPS se lleve a cabo de acuerdo con una guía del CSN (como la actual GS 1.10 en revisión 2, basada en factores de seguridad) que requiera el análisis de la EOI acumulada durante el periodo de la RPS.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/AEON/VA2/1911/912

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

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-8 relacionados con sistemas eléctricos y de I&C.

La evaluación de INEI se ha centrado en revisar la información sobre los sucesos notificables considerados de mayor relevancia, que son aquéllos:

- que derivaron en modificación de procedimientos
- relacionados con monitores de radiación
- relacionados con tarjetas controladoras
- relacionados con tiempos de respuesta superiores a los requeridos
- de pérdida del sistema RHR con parada automática del reactor
- de actuaciones del
- sistema de protección del reactor debidos al relé Buchholz

INEI no identifica discrepancias resultantes de esta revisión.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894

- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.10 Factor de seguridad 9: Experiencia Operativa Externa

La evaluación del FS-9 ha sido asignada al Área de Experiencia Operativa y Nueva Normativa (AEON).

El alcance de la revisión de AEON ha sido el siguiente:

- Experiencia operativa externa (EOE), en general.
- Análisis de nueva normativa (NN).
- Proyectos de I+D.

AEON resume la información presentada por el titular y el objeto de la evaluación en lo siguiente:

1. AEON ha evaluado el FS-9 de acuerdo con la GS 1.10.
2. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción el Plan de Refuerzo Cultural y Organizativo (PROCURA) de Asociación Nuclear Ascó Vandellós (ANAV), que ya han sido objeto de valoración por el CSN.
3. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción de los hallazgos e indicadores del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), que ya han sido objeto de valoración por el CSN.
4. En FS-8 y FS-9 se incluye la descripción de los proyectos de investigación y desarrollo, que no han sido objeto de evaluación (en el informe de evaluación se resume la información a efectos meramente descriptivos).
5. En FS-8 y FS-9 se incluyen los indicadores WANO de dosis colectiva, accidentes laborales, y funcionamiento de los sistemas de seguridad, que no han sido objeto de evaluación (en el informe de evaluación se resume la información a efectos meramente descriptivos).

Las conclusiones de la evaluación de AEON son las siguientes:

1. La valoración global de AEON de los programas de EOE es que son adecuados de cara a un nuevo periodo de explotación de la instalación, concluyendo que no se ha puesto de manifiesto ningún aspecto que desaconseje dar una nueva AE, manteniendo las mismas condiciones que en la AE vigente.
2. La conclusión 1) se basa en la evaluación de la información presentada por el titular en los FS 8 y FS 9, así como en las actividades de inspección y supervisión de las actividades de EOE que efectúa AEON, que permite concluir que el titular dispone de programas procedimentados de EOE que cumplen la normativa vigente, que el titular analiza sistemáticamente mediante vigilancia de indicadores, autoevaluaciones, auditorías, evaluaciones externas, estudio de tendencias, aportaciones del personal, etc., que facilitan la corrección de debilidades y la mejora de los procesos. Los principales fundamentos de esta valoración son:

- a. En las inspecciones del SISC que efectúa AEON al proceso de EOE no se ha puesto de manifiesto ningún incumplimiento importante relativo a estos procesos.
 - b. Durante el periodo de la RPS se desarrolló el plan PROCURA, que tuvo un gran impacto en la organización de la EO: se crearon los Coordinadores de Área de Experiencia Operativa, se definieron indicadores de EO, se unificaron los análisis de causas centralizándolo en una única unidad organizativa que ejecute el análisis de forma completa, etc.; todo ello fue valorado positivamente por el CSN.
 - c. Durante el periodo de la RPS se han implantado otras mejoras como: involucrar más a las unidades organizativas técnicas la evaluación de la EO, y se ha fortalecido el uso de la EO mediante herramientas como la base de datos Just In Time y el Libro de experiencia operativa de recarga
 - d. Durante el periodo de la RPS se ha llevado a cabo una misión OSART y dos peer review de WANO con sus seguimientos posteriores, habiéndose implantado acciones para incorporar las recomendaciones efectuadas.
 - e. Los indicadores globales de los procesos de EOE se encuentran en estado favorable y con tendencia positiva.
3. El titular ha identificado varias PDM en relación con los procesos objeto de evaluación, que se cargan en el PAC, donde se priorizan. Las PDM que son competencia de AEON son de carácter administrativo y no están requeridas por la normativa aplicable, por lo que no se considera necesario establecer un tiempo límite para su implantación
 4. Otro aspecto identificado en la evaluación es que algunos indicadores de EO no están en situación favorable y que un elevado tanto por ciento de acciones se resuelven fuera del plazo establecido. No obstante, se consideran aspectos menores propios de procesos que se están mejorando continuamente, que AEON puede seguir en sus inspecciones del SISC si lo considera pertinente y que no requieren realizar ninguna acción adicional

Adicionalmente a las conclusiones de la evaluación de la documentación presentada por titular en apoyo a la solicitud de RAEX, AEON recoge en su informe la propuesta de las nuevas ITC asociadas a la RAEX relativas a los informes anuales de EO y NN, que introduce cambios resultantes de la experiencia reguladora acumulada. De acuerdo con el correo electrónico del jefe del Área ARAA de 25.05.20, remitido al JP de CN Vandellós II, en la citada ITC sobre NN se incluye la parte 72 del código de regulaciones federales (10 CFR) denominada Licensing requirements for the independent storage of spent nuclear fuel, high-level radioactive waste, and reactor-related greater than class c waste.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/AEON/VA2/1911/912

3.4.11 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.

3.4.11.1 Área de Garantía de Calidad (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, el área GACA emitió una NET, donde recogía una serie de cuestiones a plantear al titular. En consecuencia, el CSN emitió en agosto de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/20. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6901. En diciembre de 2019, GACA mantuvo una reunión telefónica con el titular para resolver los puntos pendientes de la evaluación.

En lo concerniente al Programa de Garantía de Calidad, los aspectos evaluados y conclusiones obtenidas son:

- i. Homologación de suministradores: en relación con una potencial debilidad detectada por GACA y tratada en la reunión mencionada, el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 10.02]** para incluir en el procedimiento PG-4.03 de funcionamiento del Comité Ejecutivo de Materiales los criterios de incorporación en el PAC las acciones derivadas de dicho comité. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.
- ii. Participación de departamentos de soporte técnico en las auditorías de homologación de suministradores: tras tratar este tema en la reunión mencionada, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 10.03]** para reflejar en el procedimiento PGC-1.12 de realización de auditorías, la sistemática de actuación respecto a las diferentes consultas previas a una auditoría de la cualificación de suministradores. Plazo: 31/03/2020. GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.
- iii. Condicionantes impuestos por el titular a suministradores homologados: tras tratar este tema en la reunión mencionada, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 10.04]** para modificar el procedimiento PGC-1.12 de realización de auditorías para incorporar al PAC (PIRP) los condicionantes impuestos a los suministradores. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.
- iv. GACA no considera necesario modificar el Programa de Garantía de Calidad vigente

Otros temas revisados han sido los siguientes:

- i. Cierre de la IT sobre repuestos (CSN-IT-VA2-12-04): GACA realizó una revisión exhaustiva de las acciones realizadas por el titular en cumplimiento de esta IT y se trató

este tema en la reunión mencionada. GACA concluye que el titular ha completado adecuadamente las acciones aplicables

- ii. Identificación de fortalezas y PDM: GACA considera que algunas de las PDM propuestas por el titular llevan asociadas acciones que han de desarrollarse de forma más concreta. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 10.05]** para incluir, en la revisión 1 de la RPS, un listado de todas las acciones registradas en el PIRP derivadas de la RPS presentada, así como de los compromisos adquiridos en el marco de la evaluación del CSN y condiciones asociadas a la Renovación de la Autorización de Explotación.

Los compromisos asumidos por el titular están recogidos en la en la carta ref. CNV-L-CSN-7008 de 6 de marzo de 2020.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GACA/VA2/2002/888
- CSN/NET/GACA/VA2/1907/571

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

El alcance de la evaluación de OFHF ha sido el de los apartados del FS-10 dentro de su ámbito de competencia:

- Sistema de gestión.
- Sistemática de comunicación interna.
- Organización.
- Cultura de seguridad.
- Programas de mejora acometidos en el periodo: PAMGS y PROCURA.

Los objetivos de la evaluación han sido:

- Comprobar que las BL están claras.
- Identificar temas no resueltos.
- Identificar potenciales mejoras para la seguridad.

Tras una evaluación preliminar de la documentación presentada por el titular, el área OFHF mantuvo una reunión en la central con el titular en diciembre en 2019 para discutir los resultados de dicha evaluación preliminar, a la que siguió una reunión telefónica el mismo mes de diciembre, para recapitular y completar algunos temas que quedaron pendientes.

Las conclusiones de la evaluación de OFHF son las siguientes:

1. El alcance, metodología y objetivos de la revisión del FS realizada por el titular es completa y acorde con DB y GS 1.10.

2. El proceso seguido y resultados obtenidos por el titular son adecuados.
3. Tras tratar los resultados de la evaluación de OFHF con el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido los siguientes compromisos:
 - **[compromiso CNVII 10.07]:** desarrollar una guía que establezca el alcance y metodología para la validación de escenarios y acciones humanas importantes para la seguridad. Plazo: 31/04/2021.
 - **[compromiso CNVII 10.08]:** realizar un estudio comparativo de la estructura organizativa y funciones asignadas a las unidades organizativas de Licenciamiento y Seguridad del titular con otras centrales nucleares nacionales y extranjeras con el objeto de verificar e identificar potenciales mejoras para robustecer el cumplimiento de las funciones contenidas en el Reglamento de Funcionamiento (RF). Plazo: 31/04/2021.
 - **[compromiso CNVII 10.09]:** Completar el análisis de la Ley 12/2011 y el Real Decreto 13/2014 sobre cambios de titularidad de las centrales nucleares con los requisitos no analizados. Plazo: 31/03/2020 (ya fue informado en el apartado 3.4.1.14).
 - **[compromiso CNVII 10.10]:** realizar propuesta de estructura para incluir un nuevo capítulo en el ES sobre organización y factores humanos. Plazo: 31/12/2021 (propuesta piloto al CSN).
 - **[compromiso CNVII 10.11]:** incluir, en la ficha de normativa 4.12-020 correspondiente a la Ley 12/2011, el análisis adicional realizado. Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS (ya fue informado en el apartado 3.4.1.14).
 - **[compromiso CNVII 10.12]:** incluir, en la ficha de normativa 4.12-021 correspondiente al Real Decreto Ley 13/2014, el análisis adicional realizado. Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS (ya fue informado en el apartado 3.4.1.14).
 - **[compromiso CNVII 10.13]:** completar, en el capítulo 4.10.4.1.1 del informe del FS-10, la descripción del modelo de riesgos de empresa y de los modelos de riesgos operativos y de proyectos desarrollados. en la rev.1 de la RPS. Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS.

OFHF considera aceptables los compromisos del titular, para cumplir los requisitos de la evaluación, con las siguientes consideraciones:

- En relación con el **[compromiso CNVII 10.07]**, la nueva guía propuesta debe estar ligada al programa *Time Critical Actions* (TCA), que el titular va a desarrollar de acuerdo con una PDM de la RPS.
- En relación con el **[compromiso CNVII 10.08]**, la realización del estudio comprometido se considera útil para la toma de decisiones sobre la mejor solución organizativa posible para las unidades organizativas de Licenciamiento y Seguridad; pero ello no es óbice para el establecimiento de un requisito adicional al respecto, que se detalla más adelante.

- En relación con el **[compromiso CNVII 10.10]** OFHF considera que el nuevo capítulo tiene que estar incluido en el Estudio de Seguridad antes del 30/4/2022.

Los compromisos asumidos por el titular están recogidos en la en la carta ref. CNV-L-CSN-7008 de 6 de marzo de 2020.

4. Adicionalmente, el área OFHF propone requerir al titular lo siguiente:

- a) El titular asegurará la independencia necesaria para priorizar la seguridad, mediante la estructura organizativa y las funciones asignadas, entre las unidades organizativas de Seguridad y Licenciamiento. Plazo: 31.12.21. (punto 2.5 de la ITC asociada a la condición 7)
- b) El titular completará su compromiso de realizar al CSN una propuesta de estructura de un nuevo capítulo sobre Organización y Factores Humanos en el Estudio de Seguridad, con el desarrollo e inclusión de dicho capítulo en el Estudio de Seguridad. Plazo: 30.04.22. (punto 1.11.b de la ITC asociada a la condición 7)
- c) El titular remitirá anualmente al CSN el Plan de Actuación de ANAV, incluyendo la información relevante para mantener y mejorar la seguridad en cuanto a planes de recursos humanos, materiales y económicos. Plazo: remisión anual, a partir del Plan 2020-2024. (punto 2.4 de la ITC asociada a la condición 7)

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/OFFH/VA2/2002/901

3.4.12 Factor de seguridad 11: Procedimientos

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del FS-11 son GACA e INSI. Adicionalmente, el área INEI ha realizado una evaluación de aspectos específicos del FS-11, dentro de su ámbito de competencias. A continuación se refleja, para cada área, un resumen de la evaluación realizada y de las conclusiones alcanzadas.

3.4.12.1 Área de Garantía de Calidad (GACA)

El alcance de la evaluación se ha centrado en aspectos específicos donde GACA consideraba que podría haber debilidades.

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el área GACA emitió una NET, donde recogía una serie de cuestiones a plantear al titular. En consecuencia, el CSN emitió en agosto de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/20. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6901. En diciembre de 2019, GACA mantuvo una reunión telefónica con el titular para tratar los puntos pendientes de la evaluación.

Los aspectos evaluados y conclusiones obtenidas son los siguientes:

- i. Estructura documental: la evaluación se ha centrado en lo relacionado con el control de bases de datos para la operación segura y fiable, en la reunión mencionada se trató este tema; a instancias de GACA, el titular envió un índice de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad.
- ii. Control, publicación y distribución de procedimientos: GACA ha revisado y solicitado al titular información sobre diferentes aspectos relacionados con este proceso. Tras tratar el tema del backlog de revisión periódica de procedimientos en la reunión mencionada, el titular, en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, ha adquirido el **[compromiso CNVII 11.01]** para elaborar un programa de reducción del backlog de revisión de procedimientos de operación y de protección contra incendios (PCI) y valorará acciones similares en relación con el resto de procedimientos. Plazo: 6 meses tras la renovación de autorización de explotación. El área GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.
- iii. Identificación de fortalezas y PDM: GACA considera que algunas de las PDM propuestas por el titular llevan asociadas acciones que han de desarrollarse de forma más concreta. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 10.05]** para incluir un listado de todas las acciones registradas en el PIRP derivadas de la RPS presentada, así como de los compromisos adquiridos en el marco de la evaluación del CSN y condiciones asociadas a la Renovación de la Autorización de Explotación. Plazo: Incorporación en la revisión 1 de la RPS. El área GACA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.

Los compromisos asumidos por el titular están recogidos en la en la carta ref. CNV-L-CSN-7008 de 6 de marzo de 2020.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GACA/VA2/2002/888
- CSN/NET/GACA/VA2/1907/571

3.4.12.2 Área de Ingeniería de Sistemas (INSI)

La evaluación se ha centrado, dentro de los aspectos relativos al ámbito de competencias de INSI, en los siguientes aspectos del FS-11:

- Proceso de actualización de los procedimientos.
- Proceso de verificación y validación de los procedimientos importantes para la seguridad.
- Estado y previsiones de desarrollo o actualización de guías para la gestión de accidentes severos (GGAS), guías de actuación de emergencia en parada (GAP) y guías de mitigación de daño extenso (GMDE).

Tras una revisión preliminar de la documentación aplicable, el CSN emitió en julio de 2019 una PIA mediante la carta de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/17, donde se recogen una serie de cuestiones a plantear al titular resultantes de dicha revisión preliminar por parte de INSI. En septiembre de 2019 el titular respondió mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6896. En diciembre de 2019 (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/2002/05) y enero de 2020 (acta de referencia CSN/ART/INSI/VA2/1912/13), INSI mantuvo sendas reuniones telefónicas con el titular para resolver los puntos pendientes de la evaluación.

A continuación se resume los resultados y las conclusiones obtenidas en relación con los aspectos evaluados.

i. Proceso de actualización de los procedimientos

INSI centró su evaluación en los siguientes aspectos:

1. Adecuación al nuevo Reglamento sobre Seguridad Nuclear en Instalaciones Nucleares (RSN): En la PIA emitida INSI solicitó información sobre las acciones establecidas o previstas para adaptar los procedimientos al RSN. El titular manifestó que, dada la fecha de emisión del RSN (24 de noviembre de 2018), posterior a la fecha de corte de la RPS (30 de junio de 2018), las actuaciones al respecto serán informadas en el próximo informe anual de nueva normativa, a remitir al CSN antes de final de marzo de 2020.
2. Procedimientos externos: INSI ha verificado que el cuestionario para revisión completa de procedimientos externos, incluido en el Anexo II del "Autorización de documentos externos", es menos extenso que el cuestionario correspondiente a los procedimientos internos. En la reunión mantenida con el titular en diciembre de 2019, INSI planteó esta particularidad al titular, habiendo detectado diversas cuestiones cuya inclusión el titular debería valorar. El titular remitió un borrador de revisión del procedimiento PA-106, incorporando cuestiones adicionales. INSI considera que no todas las cuestiones aplicables adicionales han sido incorporadas al borrador, y remitió las cuestiones que considera que siguen faltando para su valoración por parte del titular, que ha informado que lo tendrá en cuenta en la edición final del procedimiento.

Como conclusión general sobre este apartado, INSI considera que el análisis realizado por el titular es aceptable y los aspectos puntuales remanentes los comprobará INSI dentro del proceso de supervisión normal.

ii. Proceso de verificación y validación de los procedimientos importantes para la seguridad

Mediante la PIA emitida, INSI solicitó información adicional sobre este proceso. Tras la revisión de dicho proceso y de la documentación enviada por el titular y de acuerdo también con la evaluación de dicho proceso realizado por OFHF, se concluye lo siguiente:

1. El titular debe eliminar del POE-PGP los criterios de exclusión al proceso de validación incluidos en la revisión vigente, así como la posibilidad de que los procedimientos estén disponibles en sala de control sin que hayan sido previamente validados en caso de que se requiera su validación. Para dar respuesta a este requisito de la evaluación, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 11.08]**. Plazo: 30/03/2020. INSI considera

este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito de la evaluación.

2. El titular debe incluir en los procedimientos globales de desarrollo de los procedimientos de operación (POF-00, GMDE-PV, GGAS-PGG) criterios basados en la relevancia y complejidad de los cambios para seleccionar aquellos que deben estar sometidos a un proceso de validación, y proceder en consecuencia con los cambios en procedimientos que se produzcan desde su entrada en vigor. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 11.09]**. Plazo: 31/12/2020. INSI considera que este compromiso da cumplimiento al requisito de evaluación.
3. El establecimiento de criterios referidos en el punto 2 anterior, estará alineado con una metodología común, que debe desarrollar el titular, integrada para toda la organización de ANAV, y acorde al estado del arte, para la validación de escenarios, procedimientos y acciones humanas importantes para la seguridad. Metodología cuya fecha límite de implantación debe ser: 30/04/2021. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 11.02]** para elaborar una guía para establecer criterios específicos de selección para aplicación de validación y verificación de procedimientos y guías de operación y además, de manera complementaria incorporar el detalle de la metodología para la realización de las validaciones de escenarios y acciones humanas importantes para la seguridad. La metodología será común e integrada para toda la organización de ANAV y acorde al estado del arte para dar cumplimiento a este requisito. Plazo: 30/04/2021. INSI considera que este compromiso da cumplimiento al requisito de evaluación.
4. Una vez emitida la guía del **[compromiso CNVII 11.02]**, hacer referencia a la misma en los procedimientos de desarrollo de procedimientos y guías de operación. En los procedimientos deberá quedar claro que tanto la validación como la verificación son fases que deben estar completadas antes de que los procedimientos y guías se implanten de manera efectiva en sala de control o CAT. El titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 11.03]** para recoger esta acción y remitir los procedimientos finalmente desarrollados, así como la guía al CSN. Plazo: 30/09/2021. INSI considera que este compromiso da cumplimiento al requisito de evaluación

iii. Estado y previsiones de desarrollo y/o actualización de GGAS, GAP y GMDE.

1. En relación la acción PDM/4.05-019/001 “Mejores prácticas sobre gestión de accidentes severos en la industria (nuevo estándar de GGAS del PWROG)”, cuyo objetivo es incorporar en las guías de accidente severo las recomendaciones sobre priorizaciones en la recuperación de equipos y la guía de apoyo al CAT TSG-3 que figuran en el estándar PWROG-15015-P, con plazo de implantación diciembre de 2022. INSI transmitió al titular que dicho plazo se consideraba excesivo. El titular, considerando la posición del área evaluadora, adquirió el compromiso **[compromiso CNVII 11.04]** Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/4.05-019/001-A001 de revisión de Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) para su adaptación a las SAMG de 2016 a diciembre de 2021. Plazo: 31/12/2021. INSI considera que este compromiso da cumplimiento al requisito de evaluación. No obstante, dada la

relevancia de esta PDM, propone su inclusión como requisito asociado a la Renovación de la Autorización de Explotación.

2. En relación con el desarrollo del procedimiento de parada en emergencia basados en los documentos genéricos del PWR Owners' Group, el titular incluye en su RPS la acción PDM/4.13-004/003-A002 para la "Adaptación de los procedimientos de CN Vandellós II al proyecto del PWROG Shutdown ERG de Procedimientos de Operación de emergencia en parada", con plazo de implantación de 2 años tras la publicación del estándar. INSI considera la PDM y el plazo propuesto en el **[compromiso CNVII 11.06]** aceptables, no obstante, dada la relevancia de esta acción, propone su inclusión como requisito asociado a la Renovación de la Autorización de Explotación.
3. En relación con el procedimiento ARG-4 (SBO en parada) y de las FSG (Flex Support Guidelines), el titular ha abierto en la RPS dos acciones: PDM/4.07-008/008-A001 para "Incorporar las Flex Support Guidelines (FSG) en CN Vandellós II" y PDM/4.13-004/003-A001 para la "Emisión del procedimiento equivalente a la ARG-4 (Loss of all AC power while on shutdown cooling)", con plazo de implantación 31 de diciembre 2021. INSI considera las PDM y el plazo de implantación propuesto en el **[compromiso CNVII 11.07]** y **[Compromiso CNVII 11.05]** aceptables, no obstante, dada la relevancia de estas acciones, propone su inclusión como requisito asociado a la Renovación de la Autorización de Explotación.
4. Finalmente, en relación con las GMDE y las FSG el titular ha abierto la PDM/4.05-008/005A001 con el fin de formalizar el cálculo analítico de las Guías de Mitigación de Daño Extenso cuya prioridad es 4 por lo que se resolverá a través del PIRP tal y como se recoge en el informe de evaluación global de la RPS. Se considera aceptable dicha PDM y su gestión a través del Programa de Acciones Correctoras (PIRP en CN Vandellós II).

Los compromisos asumidos por el titular han sido incluidos en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

Como conclusión global, INSI considera que el análisis realizado por el titular, considerando los compromisos mencionados, es aceptable.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/INSI/VA2/2002/899

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

La evaluación se ha focalizado en los temas del FS-11 relacionados con sistemas eléctricos y de I&C.

La evaluación de INEI se ha centrado en revisar la información sobre la PDM/4.11-010/001-A001 relativa a la modificación del procedimiento PA-143 *Plan de calibración de equipos de medida y prueba*. INEI considera aceptable la propuesta.

Asimismo, INEI indica que otros aspectos relativos a procedimientos se recogen en el FS-2 y, por tanto, se remite al apartado 3.4.3.5 para mayor información.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/INEI/VA2/2002/894
- CSN/NET/INEI/VA2/1907/574

3.4.13 Factor de seguridad 12: Factores humanos

La evaluación del FS-12 ha sido asignada al área OFHF. El alcance de la evaluación ha sido el de los 10 apartados del FS-12:

- Plan de actuación del relevo generacional.
- Documento de dotaciones mínimas.
- Proceso de reclutamiento y selección de personal.
- Gestión de cambios organizativos.
- Plan de acogida de nuevas incorporaciones.
- Programa de aptitud para el trabajo (fitness for duty).
- Programa de evaluación y mejora de los factores humanos y organizativos.
- Proceso de ingeniería de factores humanos.
- Programa de análisis de fiabilidad humana
- Programa de formación.

Los objetivos de la evaluación han sido:

- Comprobar que las BL están claras.
- Identificar temas no resueltos.
- Identificar potenciales mejoras para la seguridad.

Tras una evaluación preliminar de la documentación presentada por el titular, el área OFHF mantuvo una reunión en la central con el titular en diciembre en 2019 para tratar los resultados de dicha evaluación preliminar, a la que siguió una reunión telefónica el mismo mes de diciembre, para recapitular y completar algunos temas que quedaron pendientes.

Como resultado de la revisión de los apartados del FS-12 y valoración de los aspectos tratados en la reunión mantenida con el titular OFHF se concluye lo siguiente:

- i. El alcance, metodología y objetivos de la revisión realizada por el titular es completa y acorde con DB y GS 1.10. El proceso seguido y resultados obtenidos por el titular son adecuados.
- ii. El titular, para dar respuesta a las conclusiones de la evaluación, ha adquirido los siguientes compromisos:

- **[compromiso CNVII 12.01]:** realizar un análisis de disponibilidad y fiabilidad del Sistema de Vigilancia de Parámetros de Seguridad (SVPS) ante incendios postulables u otros sucesos susceptibles de generar fallos múltiples en las señales de entrada al sistema y, en caso necesario, proponer un programa de actuaciones. Plazo: 31/03/2022.
- **CNVII 12.02]:** completar el análisis de las lecciones aprendidas en organización y factores humanos del accidente de Fukushima y elaborar un plan de acción. Plazo: 31/12/2020.
- **[compromiso CNVII 12.03]:** implantar mejoras en la indicación local de posición de válvulas manuales. Plazo: 30/09/2020.
- **[compromiso CNVII 12.04]:** tras la implantación del **[compromiso CNVII 12.03]**, valorar la utilización de los resultados de dichos análisis como material formativo para el personal de la planta. Valorar la ampliación del análisis a otros tipos de válvulas que requieran actuación o verificación local y establecer un programa para la instalación de indicación local de posición en válvulas importantes para la seguridad que tengan actuación o verificación local, identificadas a partir de los análisis. Plazo: 31/12/2023.
- **[compromiso CNVII 12.05]:** sustituir las baquelitas de etiquetado de componentes en paneles de la sala de control y del panel de parada remota. Plazo: 31/12/2022.
- **[compromiso CNVII 12.06]:** realizar un análisis para identificar las baquelitas de etiquetado existentes en el resto de la planta y elaborar e implantar un plan de sustitución. Plazo: 31/12/2021 para la elaboración del plan.
- **[compromiso CNVII 12.07]:** valorar mejoras a implantar para perfeccionar el aprovechamiento del simulador de la sala de control en los ejercicios de alcance integrado. Plazo: 6 meses tras la renovación de la autorización de explotación.
- **[compromiso CNVII 12.08]:** implantar mejoras en la iluminación de emergencia para acciones humanas locales importantes para la seguridad asociadas a los escenarios considerados en las ITC post-Fukushima. Plazo: 30/06/2022.
- **[compromiso CNVII 12.09]:** implantar las mejoras en la iluminación de emergencia para acciones humanas locales importantes para la seguridad ya identificadas y derivadas de otros análisis. Plazo: 31/03/2023.
- **[compromiso CNVII 12.10]:** utilizar el programa "Time Critical Actions/Time Sensitive Actions" (TCA) para extender la mejora de la iluminación de emergencia al resto de acciones humanas locales importantes para la seguridad. Plazo: 31/12/2025.

OFHF considera que estos compromisos dan respuesta a los requisitos de la evaluación, con las siguientes consideraciones:

- En relación con el **[compromiso CNVII 12.04]**, en el plazo propuesto por el titular (31.12.23), el programa debe estar no sólo establecido, sino completamente implantado.

- En relación con los **[compromiso CNVII 12.08]**, **[compromiso CNVII 12.09]** y **[compromiso CNVII 12.10]**, el titular debe tener en cuenta las siguientes consideraciones:
 - 1) El titular debe establecer criterios en cuanto a niveles de iluminación requeridos; a este respecto, OFHF considera adecuado el valor de 108 lux, recomendado en el USNRC NUREG-700, *Human-System Interfaces Design Review Guidelines*.
 - 2) No es aceptable contemplar como medida compensatoria las luminarias frontales que portan los auxiliares de operación.

Los compromisos asumidos por el titular han sido incluidos en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/OHFF/VA2/2002/901

3.4.14 Factor de seguridad 13: Planificación de emergencias

La evaluación del FS-13 ha sido asignada al 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 y ha comprobado su coherencia con las BL y buenas prácticas.

Los apartados del FS-13 evaluados por PLEM son los siguientes:

- El Plan de Emergencia Interior (PEI), los procedimientos que lo desarrollan y los procedimientos y guías de actuación en emergencia.
- La Organización de Respuesta en Emergencias (ORE) y su evolución, considerando especialmente los cambios derivados de las enseñanzas del accidente de Fukushima.
- Mantenimiento de instalaciones y medios de emergencia y su evolución.
- Interfases entre el PEI y el Plan de Emergencia Exterior (PENTA), aplicable a las CCNN de Ascó y Vandellós II, y su evolución.
- Implantación del Proyecto de Refuerzo de la Seguridad derivado del cumplimiento de las ITC relativas a medidas frente a condición con daño extenso.
- Evaluaciones externas e interna relacionadas con planificación de emergencias.
- Aplicación del PAC a los aspectos de planificación de emergencias.

El CSN emitió en julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/11 en relación con las cuestiones identificadas por el área PLEM. En septiembre de 2019, el titular respondió mediante carta de referencia CNV-L-CSN-2895. En la NET de referencia CSN/NET/PLEM/VA2/1910/586, PLEM valora las respuestas del titular. Para resolver los puntos pendientes, PLEM mantuvo una reunión telefónica con el titular en noviembre de 2019, cuyas conclusiones principales son:

- PLEM requirió el envío al CSN del documento de análisis que sustenta el PEI utilizado para determinar el posible impacto en las dotaciones de la ORE (el documento fue enviado por el titular en el mismo mes de noviembre de 2019).
- El sistema de megafonía como medio de comunicación del PEI será objeto de una inspección monográfica del área PLEM.

Las conclusiones de la evaluación se resumen en lo siguiente:

1. El alcance, metodología y objetivos de la revisión del FS-13 es completa y acorde con lo contemplado en el DB.
2. El documento de análisis de la ORE presentado por el titular es adecuado, y contempla el escenario más limitante a efectos de necesidades de dotación.
3. El proceso seguido y los resultados obtenidos en la identificación de fortalezas, debilidades y propuestas de mejora son adecuado.
4. El proceso de valoración global de los resultados de la revisión de la RPS y de definición, selección y priorización de acciones de mejora se han realizado de acuerdo con el DB y la GS 1.10.
5. El titular ha identificado aspectos comunes del FS-13 con otros FS y ha realizado una valoración conjunta de los mismos.
6. Las acciones de mejora identificadas son adecuadas y coherentes y la priorización y plazos establecidos son adecuados y coherentes.

Por tanto, no hay requisitos derivados de la evaluación del FS-13.

3.4.15 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.

3.4.15.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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)*.

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AEIR elaboró una NET con la información adicional y aclaraciones a solicitar al titular. Consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/24 para transmitir las cuestiones de AEIR. En septiembre de 2019, AEIR mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN para tratar los aspectos planteados en la PIA. En septiembre y octubre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-6905 y CNV-L-CSN-6915. El mismo mes de octubre de 2019, AEIR transmitió sus comentarios a la respuesta a la PIA por correo electrónico. Finalmente, en enero de 2020, el

titular transmitió por correo electrónico la información adicional requerida por AEIR, incluyendo la resultante de las conclusiones preliminares de la evaluación, transmitidas en la reunión de 17.12.19.

AEIR identificó algunas deficiencias en la estructura y contenido de la información contenida en el FS-14, que requirió solicitar información adicional. Adicionalmente, estos aspectos fue tratados en la reunión de 17.12.19, donde el titular aclaró que todos los temas relativos a los efluentes radiactivos emitidos, análisis de resultados de programas de vigilancia, valoración de experiencia operativa e impacto al público están incluidas en el FS-15. AEIR considera aceptable esta aproximación, aunque no es la reflejada en el DB ni en la guía del CSN GS 1.10, rev.2.

Tras los aspectos tratados con el titular, ha adquirido el **[compromiso CNVII 15.04]** de incluir, en el capítulo 4.14.5 del informe del FS-14, en la rev.1 de la RPS, un breve resumen de las conclusiones del análisis de cumplimiento de la USNRC RG 1.21 "Measuring, evaluating, and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste".

AEIR considera aceptable este compromiso. El compromiso ha sido recogido en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892
- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

3.4.15.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

El alcance de la evaluación de AVRA se circunscribe a los aspectos relacionados con el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA).

Los objetivos de la evaluación realizada por el área evaluadora han sido verificar que:

- La RPS se ha realizado de acuerdo a la metodología especificada en el DB con los aspectos a incluir señalados en el Anexo 1 de la carta del CSN de ref. CSN/C/DSN/VA2/18/38.
- El contenido de la RPS se adecúa a lo requerido en la GS 1.10 y en la SSG-25, y cumple con los objetivos indicados en estas guías para la revisión del FS 14 en relación con la Vigilancia Radiológica Ambiental (VRA), que son básicamente los siguientes:
 - Comprobar que el titular tiene un programa adecuado para la vigilancia del impacto radiológico en el exterior del emplazamiento, que permite verificar que las concentraciones de actividad medidas y niveles de radiación no son superiores a los esperados, en base a los efluentes medidos y a los modelos aplicados para establecer los valores en las vías de exposición.
 - Comprobar la evolución de los radionucleidos presentes en aire, agua y suelo, en el sentido de verificar que no se ha producido un aumento del impacto en el medio

ambiente desde el inicio de la operación de la central debido a las diferentes descargas de efluentes de la misma.

- Comprobar que los cambios en el uso de las áreas alrededor del emplazamiento se han tenido en cuenta para el desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Determinar si hay nuevas fuentes potenciales de impacto radiológico en el exterior por modificaciones en la planta o por el estado de los sistemas estructuras y componentes.
- Comprobar la idoneidad de los métodos de muestreo y monitorización fuera del emplazamiento, así como de análisis de muestras ambientales. Tanto los métodos de muestreo como de análisis deben ser consistentes con los estándares actuales.
- Confirmar que en caso necesario, se toman acciones para mantener los niveles de radiación y contaminación fuera del emplazamiento tan bajas como sea razonablemente alcanzable

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AVRA elaboró una NET con las cuestiones a plantear al titular. Consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/12 para transmitir las cuestiones de AVRA. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6894.

A continuación se resume resultados y conclusiones de la evaluación de AVRA, estructurado de acuerdo con los aspectos del FS-14 revisados.

I. PVRA. Proceso y procedimientos

Las conclusiones obtenidas de la revisión realizada son:

1. El titular ha realizado una evaluación de los procesos y procedimientos de acuerdo con la metodología del DB.
2. Se considera adecuada la conclusión del titular en el sentido de que el PVRA es un proceso satisfactorio, adecuadamente procedimentado para cumplir con los controles y requisitos de vigilancia incluidos en el MCDE y para adecuarse a las normas y procedimientos normalizados aplicables a las actividades de muestreo y análisis radiológico.
3. AVRA está de acuerdo con la anulación, por parte del Panel Multidisciplinar de Expertos (PME) en el proceso de evaluación global de resultados, de la fortaleza F/4.14-005/001 inicialmente planteada por el responsable de la revisión del FS-14, relativa a que el proceso *Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental* es un proceso maduro y 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, porque no responde a los criterios establecidos para considerarse una Fortaleza en el marco de la RPS.

II. Evolución del PVRA en el periodo RPS. Cambios en programa y procedimientos

AVRA considera que el titular ha revisado las modificaciones del programa de muestreo y análisis del PVRA y de los procedimientos aplicables, concluyendo que dichas modificaciones están de acuerdo con las recomendaciones de la GS 4.1, y que los procedimientos han sido revisados para adecuarlos a los cambios en el muestreo y no identifica ninguna discrepancia en relación con este apartado.

III. *Evolución del PVRA en el periodo RPS. Resultados*

Mediante la PIA emitida, se solicitó aclaración sobre las fechas de corte para el envío de resultados, así como el envío de resultados de vigilancias especiales. El titular envió la información requerida en la carta de respuesta.

Asimismo, en la PIA se solicitó una estimación de las tendencias esperables en los niveles de radiación y concentración de radionúclidos en el entorno de la central para el periodo de renovación de la AE, analizando vías de exposición, muestras y radionúclidos más significativos. La respuesta del titular no se consideró adecuada, lo cual le fue transmitido en la reunión de comunicación de las conclusiones preliminares de las evaluaciones al titular, celebrada el 17.12.19. En respuesta, el titular envió, en enero de 2020, un nuevo análisis en mediante correo electrónico.

En la reunión de 17.12.19 mencionada, AVRA requirió también completar el análisis de resultados del PVRA incluyendo valoraciones de los casos en los que, según se indica en la revisión realizada por el titular, los resultados difieren de los obtenidos en las anteriores RPS. En respuesta, el titular envió en enero de 2020 la información requerida mediante correo electrónico. Finalmente, para dar cumplimiento a la conclusión de la evaluación, el titular ha adquirido el **[compromiso CNVII 14.02]** consistente en incorporar en la rev.1 de la RPS, la información adicional proporcionada en enero de 2020 vía correo electrónico, relativa a:

- Completar el análisis de los resultados del PVRA analizando y comparando resultados en estaciones de vigilancia y en estaciones testigo y/o analizando y comparando resultados de distintas estaciones en función de su localización y distancia al punto de emisión.
- Analizar la detección de Co-60 en muestras de suelos del barranco de Malaset, considerando la posibilidad de que provengan de la descarga de pluviales.
- Verificar la relación entre la detección de picos elevados de tritio en muestras de agua de mar en las estaciones del PVRA más cercanas al canal de descarga, con la descarga de efluentes de la central.

Tras la evaluación de la documentación del FS-14 y la información adicional enviada por el titular, AVRA obtiene las siguientes conclusiones:

1. El periodo y los resultados revisados por el titular son adecuados y el cumplimiento del PVRA ha sido prácticamente del 100 %.
2. AVRA está de acuerdo con la conclusión del titular en el sentido de que no se detecta mayores dosis ambientales en las estaciones más próximas a la central, estando las

diferencias entre los niveles medidos registrados relacionadas con la ubicación de las estaciones y no con su proximidad a la central.

3. Considera adecuada la conclusión del titular en relación a que los niveles inusuales de I-131 en muestras de aire y leche, obtenidos en 2011, están relacionados con el accidente de Fukushima y concluye que el PVRA ha sido adecuado para detectar y discriminar el origen de la actividad inusual.
4. Considera adecuada la valoración general de los resultados del periodo RPS que realiza el titular en cuanto a que el PVRA se ha desarrollado de acuerdo con el MCDE y las actividades detectadas han sido siempre inferiores a los niveles de notificación establecidos en el MCDE.
5. La información presentada por el titular, relativa a muestras de vías integradoras/acumuladoras, es incompleta y no sustenta la conclusión establecida al respecto: *“los resultados del PVRA no muestran tendencia ascendente en los niveles de radiación en el entorno de la central”*, por lo que propone establecer el siguiente requisito al titular:

Incluir en la revisión de datos del FS-14 un análisis de los datos del PVRA para muestras de suelo (S) y organismo indicador (POS), que tengan en cuenta de forma independiente los resultados de cada estación de muestreo con sus correspondientes incertidumbres y límites inferiores de detección (LID), y que incorpore un estudio estadístico de los datos obtenidos comparándolos con periodos anteriores. Esta revisión debe ser similar y dar continuidad a la realizada en el documento correspondiente al periodo de la anterior RPS, al menos para los dos tipos de muestras mencionados (CN Vandellós II RPS rev.1, enero 2011, apartado 3.2.3.2.2)

Plazo: Incluir en la Revisión 1 de la RPS

Esta acción es adicional a lo propuesto por el titular en el **[compromiso CNVII 14.02]**

6. El titular debe incluir una acción de mejora para incluir en el PVRA una vigilancia periódica de la zona del barranco de Malaset, con motivo E (vigilancias especiales), con el objetivo de verificar que en el periodo, tras la renovación de la AE, las concentraciones de Co-60 en la zona no presentan una tendencia ascendente. Teniendo en cuenta la dificultad para la toma de muestras en la zona y que ésta se encuentra bajo control del explotador, se considera suficiente establecer una frecuencia bienal.

Esta acción es adicional a lo propuesto por el titular en el **[compromiso CNVII 14.02]**.

7. El titular debe realizar un análisis, utilizando los valores obtenidos en medidas puntuales de las estaciones 4, Emplazamiento y 5, Cala Ronyosa, para verificar si se puede establecer una relación entre las medidas de actividad de tritio en efluentes y en el PVRA, más significativa que la obtenida en el análisis realizado en el periodo RPS anterior (documento *CN Vandellós II RPS rev.1, enero 2011*), al comparar esos mismos datos de efluentes con medidas del PVRA en muestras trimestrales acumuladas.

Esta acción es adicional a lo propuesto por el titular en el **[compromiso CNVII 14.02]**.

8. El titular debe comprobar los resultados de actividad de Co-60, Cs-137 y Sr-90 presentados tanto en la documentación de la RPS como en la información adicional enviada por el titular vía correo electrónico, puesto que no coinciden con los valores almacenados en la base de datos KEEPER.

Los compromisos asumidos por el titular han sido recogidos en la carta ref. CNV-L-CSN-7008, de 6 de marzo de 2020.

IV. *Programa de identificación y resolución de problemas (PIRP)*

Las conclusiones obtenidas por AVRA son:

1. La revisión del PIRP de experiencia operativa en relación con el PVRA realizada por el titular es adecuada.
2. Considera adecuada la justificación por la que el PME anula, en el proceso de evaluación global, la PMD/4.14-008/001 inicialmente establecida en la revisión del FS-14, al no considerar necesario incluir en procedimientos específicos la identificación de sucesos en el PIRP puesto que es un objetivo del propio proceso, que ya fomenta la identificación de No conformidades y Propuestas de Mejora.

V. *Evaluaciones externas e internas*

AVRA considera que la revisión realizada por el titular es aceptable, con la excepción de que no ha identificado adecuadamente un tema abierto, derivado de las inspecciones del CSN, de cuyo análisis podría haber surgido una PDM. El tema en cuestión se trata anteriormente en la conclusión 6 y es objeto de un requisito.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AVRA/VA2/2002/902
- CSN/NET/AVRA/VA2/1907/561

3.4.16 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.

3.4.16.1 Área de Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR)

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)*.

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AEIR elaboró una NET con las cuestiones a plantear al titular. Consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/24 para transmitir las cuestiones de AEIR. En septiembre de 2019, AEIR mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN para discutir los aspectos planteados en la PIA. En septiembre y octubre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-6905 y CNV-L-CSN-6915. En octubre de 2019 el titular envió por correo electrónico una nueva propuesta de índice del capítulo dedicado al FS-15, derivado de lo discutido en la reunión. El mismo mes de octubre de 2019, AEIR transmitió, mediante correo electrónico, sus comentarios a la respuesta a la PIA y al índice propuesto. Finalmente, en enero de 2020, el titular transmitió, también por correo electrónico, la información adicional requerida por AEIR, incluyendo la resultante de las conclusiones preliminares de la evaluación, transmitidas en la reunión de 17.12.19.

A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación de AEIR, estructurado de acuerdo con los apartados del FS-15 revisados.

I. Vías de emisión de efluentes líquidos y gaseosos

Como resultado de la evaluación de este apartado y de la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación, en relación con el análisis de la evolución de la vía de la descarga del sistema de agua de refrigeración de componentes (EG), el área AEIR considera adecuado el contenido de este apartado, junto con la información suministrada.

II. Procedimientos

Como resultado de la evaluación de este apartado y de la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación, el área AEIR considera adecuado el contenido de este apartado, junto con la información suministrada.

III. Programa de control de efluentes

Tras la evaluación preliminar de este apartado, AEIR puso de manifiesto que se debía incluir en este apartado el análisis de las modificaciones significativas realizadas en las pruebas de instrumentación de vigilancia de la radiación y en su frecuencia. En respuesta a este requerimiento, el titular ha remitido la información solicitada.

Como resultado de la evaluación de este apartado y de la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación, el área AEIR considera adecuado el contenido de este apartado, junto con la información suministrada.

IV. Impacto radiológico. Análisis de tendencias y valores significativos

Tras la evaluación preliminar de este apartado, AEIR consideró necesario solicitar al titular la siguiente información:

- Un análisis más detallado, considerando las modificaciones en los programas de muestreo y análisis que se hubieran realizado y las situaciones operativas específicas que se hayan producido en el periodo RPS.

- Identificar los cambios significativos realizados en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), en el periodo de la RPS.

Como resultado de la evaluación de este apartado y de la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación, el área AEIR considera adecuado el contenido de este apartado, junto con la información suministrada.

V. *Experiencia operativa propia y ajena*

Tras la evaluación preliminar de este apartado, AEIR consideró necesario completar la información aportada con lo relativo a los programas relacionados con la vigilancia de las áreas exteriores dentro del emplazamiento y de las áreas interiores (edificios convencionales no sometidos a vigilancia radiológica sistemática), analizando y valorando los resultados obtenidos. El titular ha remitido la información requerida.

Como resultado de la evaluación de este apartado y de la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación, el área AEIR considera adecuado el contenido de este apartado, junto con la información suministrada.

Como conclusión general, AEIR considera que las respuestas del titular a las cuestiones planteadas en relación con el FS-15 son adecuadas, y deberán incorporarse en la rev.1 de la RPS. Asimismo, deberán corregirse las erratas identificadas por AEIR en la rev.1 de la RPS.

Para dar respuesta a los requisitos de la evaluación, el titular ha adquirido los siguientes compromisos:

- **[compromiso CNVII 15.01]:** en la rev.1 de la RPS, incluir, en el capítulo 4.15.4.1.2 del informe del FS-15, la información adicional aportada en respuesta a la PIA emitida (cartas de referencia CNV-L-CSN-6905 y CNV-L-CSN-6915).
- **[compromiso CNVII 15.02]:** en la rev.1 de la RPS, Incluir en el capítulo 4.15.4.1.2 del informe del FS-15 la información adicional aportada en relación con el análisis de las modificaciones más significativas introducidas en las pruebas de instrumentación de vigilancia de la radiación y en su frecuencia (en correos electrónicos de 24.01.20 y 29.01.20).
- **[compromiso CNVII 01.03]:** en la rev.1 de la RPS, completar el apartado 4.1.4.1.2.4 de mejoras en el diseño de la instalación del FS-1 con las modificaciones de diseño relacionadas con el tratamiento, vigilancia y control de efluentes recogidas en el apartado 4.15.4.1.2 del FS-15 (información remitida mediante correo electrónico el 27/01/2020).
- **[compromiso CNVII 15.03]:** en la rev.1 de la RPS, incluir en el capítulo 4.15.4.1.2 informe del FS-15, la información adicional aportada en relación con el análisis de tendencia y valores significativos identificados (en correo electrónico de 24.01.20).
- **[compromiso CNVII 15.04]:** en la rev.1 de la RPS, incluir en los capítulos 4.14.5 del informe del FS-14 y 4.15.5 del informe del FS-15 un breve resumen de las conclusiones del análisis de cumplimiento de la USNRC RG 1.21 "Measuring, evaluating, and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste".

- **[compromiso CNVII 15.05]:** en la rev.1 de la RPS, incluir en el capítulo 4.15.4.1.2 del informe del FS-15 los resultados de los programas de vigilancia de áreas exteriores derivados del suceso de las partículas de CN Ascó (remitido al CSN en correo electrónico de 24.01.20)

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2002/892
- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

3.4.16.2 Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT)

El alcance principal de la evaluación de APRT ha sido:

- La información relativa a la optimización de la dosis ocupacional.
- La aplicación de la metodología establecida por el titular para la valoración global de los resultados de la revisión del FS-15, en lo que se refiere a la protección radiológica de los trabajadores y la consiguiente determinación y priorización de las acciones de mejora, valorando su idoneidad y consistencia con los análisis realizados.
- El cumplimiento de las acciones derivadas de la evaluación del Documento Base de la RPS

Adicionalmente, en el contexto de la RPS, APRT ha evaluado la revisión del Manual de Protección Radiológica (MPR) de la instalación, para adaptarse a la guía de seguridad del CSN GS 7.6 e incluir los nuevos límites de dosis derivados de la Directiva 2013/59/EURATOM. Esta solicitud del titular fue informada favorablemente por el CSN en julio de 2019 (CSN/PDT/CNVA2/VA2/1906/365, carta de referencia CSN/SG/VA2/19/08).

En este ámbito, APRT ha evaluado lo relacionado con:

- Indicadores y objetivos.
- Gestión de los trabajos.
- Control del término fuente.
- Aplicación de la optimización en las modificaciones de diseño.
- Programas de formación.
- Actuaciones más significativas en el periodo cubierto por la RPS.

En octubre de 2019, el CSN emitió una PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1910/39, requiriendo al titular información adicional sobre el análisis de las dosis individuales requerida por APRT. La respuesta se recibió el mismo mes de octubre mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6930.

A continuación se resumen los resultados de la evaluación de la información incluida en el FS-15 y la información adicional suministrada por el titular durante el proceso de evaluación:

- i. Evaluación del proceso seguido por el titular. APRT concluye que el titular:
 - a. Ha seguido una metodología acorde con la guía GS 1.10 y ha realizado una revisión completa del FS-15.
 - b. Ha cumplido los requisitos derivados de la evaluación del DB aplicables a APRT.
- ii. Evaluación de información analizada por el titular sobre:
 - a. Dosis colectiva.
 - b. Dosis individual.
 - c. Comparación con otras centrales nucleares a nivel internacional.
 - d. Programa de optimización de dosis: APRT concluye que el grado de implicación de la organización del titular con el compromiso Alara es satisfactorio y que la gestión Alara de los trabajos se encuentra adecuadamente implantada.
 - e. Indicadores.
 - f. Programa de reducción del término fuente: APRT concluye que el esfuerzo realizado por el titular está mostrando resultados satisfactorios.
 - g. Buenas prácticas y técnicas de reducción de dosis: APRT valora positivamente diversos aspectos en este terreno.

Como resultado de la evaluación de dicha información, APRT concluye que:

- El programa ALARA es un componente más de la cultura de seguridad del titular, por lo que los criterios de reducción de dosis están incorporados en la gestión de la explotación, para lo cual el titular dispone de una organización específica, con asignación de responsabilidades en las distintas áreas que intervienen en el proceso, y que está adecuadamente desarrollado e implantado.
 - Los resultados en dosis colectiva, dosis individuales e incidentes de contaminación personal muestran una tendencia descendente en el periodo cubierto por la RPS.
- iii. En la revisión de la documentación soporte, APRT identificó una discrepancia relativa el equipo de medición de dosímetros de termoluminiscencia (TLD) ubicado en el Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), infraestructura post-Fukushima. La propuesta inicial del titular para resolver la discrepancia no fue considerada adecuada por APRT. Finalmente, el titular remitió al CSN en febrero de 2020 una nueva propuesta mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6998. La propuesta consiste en trasladar el lector TLD del CAGE a la oficina de dosimetría de la central y sustituir los 500 dosímetros TLD del CAGE por 500 dosímetros TLD caracterizados en el lector de CN Ascó, que se trasladarían a CN Vandellós II en caso de emergencia con daño extenso, de manera que en CN Vandellós II el requisito de disponer de control dosimétrico en el CAGE se cumplirá mediante las 35 unidades de dosímetros de lectura directa (DLD), con capacidad de lectura rápida, dispuestas actualmente en el CAGE; así como en elaborar un procedimiento específico aplicable

al traslado de los dosímetros TLD de CN Vandellós II a CN Ascó tras su uso en situación de emergencia. APRT considera adecuada esta propuesta.

- iv. La propuesta ref. PDM/4.15-031/001, relativa a mejoras en el MPR y procedimientos que lo desarrollan, se considera adecuada.
- v. APRT ha revisado las propuestas de mejora (PDM) surgidas del análisis de otros FS relacionadas con el FS-15 y la fortaleza “Disminución del número de contaminaciones en piel a la salida de zona radiológica”, sin identificar aspectos reseñables.
- vi. APRT ha revisado la fortaleza (identificada con código F/4.15-004/001) de título “Disminución del número de contaminaciones en piel a la salida de zona radiológica, sin identificar aspectos reseñables.

Como conclusión global, APRT no encuentra inconveniente en informar favorablemente la solicitud, ya que el titular ha demostrado disponer de un proceso y un compromiso de la organización con la gestión ALARA de la instalación.

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/APRT/VA2/2001/884.1

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

El alcance de la evaluación de ARBM ha sido todos lo relacionado con la gestión de los residuos de baja y media actividad contenido en el FS-15.

El objeto de la evaluación realizada ha sido verificar que, en el ámbito de los factores de seguridad asignados al área evaluadora ARBM, la revisión realizada por el titular de la normativa y buenas prácticas, de los factores de seguridad y de la valoración global de los resultados para la identificación y priorización de las acciones de mejora, se han llevado a cabo de acuerdo con el Documento Base revisión 1, con las acciones adicionales asociadas a la misma, así como con la GS 1.10, rev. 2 y, en particular, con su anexo I “Guía para revisión de los factores de seguridad”.

Tras una evaluación preliminar, en julio de 2019 ARBM emitió una NET donde requería información adicional, por lo que el mismo mes de julio de 2019 el CSN emitió la PIA de referencia CSN/C/CINU/VA2/1907/14. La respuesta se recibió en septiembre de 2019 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6906.

A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación de ARBM, estructurada de acuerdo con los apartados del FS-15 evaluados.

I. Residuos radiactivos sólidos

Se resumen los aspectos transmitidos al titular en la PIA emitida, y la valoración de la respuesta por parte de ARBM.

1. *Incorporar en la RPS el análisis de los procesos de acondicionamiento de los residuos radiactivos, incluyendo: experiencia operativa, análisis de las acciones del PAC, los bultos declarados no conformes por ENRESA, incidencias en procesos de aceptación y control radiológico y en la caracterización de materiales residuales y resultados de auditoría internas y externas e inspecciones del CSN:* ARBM considera que el análisis enviado por el titular, en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNVL-CSN-6906) es adecuado y deberá ser incorporado en la rev.1 de la RPS.
2. *Incluir en el análisis de la evolución de la generación de residuos sólidos todas las categorías de residuos radiactivos sólidos establecidas:* ARBM considera que el análisis enviado por el titular en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNVL-CSN-6906) es adecuado y deberá incorporarlo en la rev.1 de la RPS.
3. *Identificar las prácticas implantadas con objeto de reducir la producción de residuos en origen, de planificar actividades de minimización de residuos previo a la ejecución de modificaciones de diseño y los indicadores establecidos para el seguimiento de estos programas:* ARBM considera que la información suministrada por el titular (anexo I de la carta CNVL-CSN-6906), es adecuada y deberá incorporarlo en la rev.1 de la RPS el análisis enviado en respuesta a la PIA.
4. *Eliminar de la tabla de residuos en nivel 3 aquellos residuos pendientes de acondicionar para los que existe una vía de gestión aprobada (residuos en nivel 2 de gestión) e incluir información sobre las corrientes de residuos para las que aún no existe una vía de gestión:* ARBM considera que el titular debe eliminar de la tabla de residuos en nivel 3 aquellos residuos pendientes de acondicionar para los que exista una vía de gestión aprobada (residuos en nivel 2 de gestión) e incluir la información enviada por el titular en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNV-L-CSN-6906) en la rev.1 de la RPS.
5. *Incluir el análisis de la evolución los documentos descriptivos de bultos aprobados por ENRESA y la experiencia operativa en el procesado y acondicionamiento de los residuos:* ARBM considera que el análisis enviado por el titular en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNV-L-CSN-6906) es adecuado, y deberá incorporarlo en la rev.1 de la RPS.
6. *Analizar la situación de los bultos de residuos históricos, contemplando la evolución de las actividades realizadas para determinar la gestión de dichos bultos y la situación existente en la actualidad:* ARBM considera que el análisis enviado por el titular en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNV-L-CSN-6906) es adecuado y deberá incorporarlo en la rev.1 de la RPS.
7. *Aclarar aspectos sobre el grado de ocupación de los almacenes en relación con la disposición de almacenes temporales y enviar un análisis sobre la evolución del grado de ocupación del almacén temporal de residuos sólidos (ATRS), del almacén temporal de residuos compactables (ATRC) y de las zonas de acopio (ZA) de material residual*

pendiente de acondicionamiento: ARBM considera que la respuesta a estas cuestiones de la PIA no son adecuadas y en la rev.1 de la RPS, el titular deberá revisar la subsección 4.15.4.1.3.2, completando el análisis realizado, para incluir la evaluación del grado de ocupación del ATRS, ATRC y ZA de material residual pendiente de acondicionamiento, con el objetivo de:

- a. Establecer una capacidad máxima de almacenamiento para ATRS, ATRC y ZA en términos de bidones de 220 l o, en su caso, en m³
- b. Clarificar la capacidad de almacenamiento disponible en cada zona (ATRS, ATRC y ZA) al final del periodo RPS, estableciendo, si es necesario, las capacidades de almacenamiento máximas y disponibles para equipos y grandes componentes almacenados en el ATRS

Asimismo, el titular deberá actualizar la información sobre las capacidades de almacenamiento de ATRS, ATRC y ZA en los DOE que puedan verse afectados por los resultados de este análisis.

8. *Analizar la experiencia operativa existente asociada a la trazabilidad en las diversas etapas de la gestión de los residuos radiactivos incluyendo el análisis de las discrepancias en el inventario o en la posición de los residuos, como por ejemplo la entrada al PAC 17/6321 y otras que pudieran haberse registrado en relación con los requisitos de trazabilidad:* ARBM considera que el análisis enviado por el titular en respuesta a la PIA (anexo I de la carta CNV-L-CSN-6906) es adecuado y deberá incluir en la rev.1 de la RPS el análisis remitido en el anexo I de la carta CNV-L-CSN-6906.

En relación con estos puntos, el titular ha adquirido los siguientes compromisos:

- **[compromiso CNVII 15.06]:** actualizar la capacidad máxima de almacenamiento del ATRS y del ATRC en el ES. Plazo: revisión del ES preceptiva tras 24ª parada de recarga de combustible (VR24)
- **[compromiso CNVII 15.07]:** incluir en la rev.1 de la RPS la evaluación, durante el periodo de revisión, del grado de ocupación del ATRS, del ATRC y de las zonas de acopio de material residual pendiente de acondicionamiento (ZA), con el objetivo de establecer capacidades máximas de almacenamiento y clarificar la capacidad de almacenamiento disponible en cada zona. Plazo: el establecido para la revisión 1 de la RPS
- **[compromiso CNVII 15.08]:** incluir en la rev.1 de la RPS la información adicional remitida en respuesta a la PIA (carta de referencia CNV-L-CSN-6906). Plazo: el establecido para la revisión 1 de la RPS

II. *Evaluaciones externas, Evaluaciones internas y Revisión del Programa de identificación y resolución de problemas (PIRP) de experiencia operativa*

Respecto a estos puntos ARBM concluye que no se requieren acciones adicionales.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARBM/VA2/2002/897

- CSN/NET/ARBM/VA2/1907/564

3.4.17 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 ha identificado programas de mejora de la seguridad adicionales a los considerados en los FS-1 a FS-15 ni la necesidad de lanzar ningún programa de mejora nuevo, adicional a los que se tratan en los apartados anteriores.

3.5 Evaluación de la revisión del Estudio Probabilista de Seguridad

El área de Análisis Probabilistas de Seguridad (AAPS) ha evaluado la documentación remitida por el titular en relación con este tema conjuntamente con todo lo relativo al FS-6 (APS). Por tanto, se remite al apartado 3.4.7, dedicado a dicho a FS.

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

En mayo de 2019, el CSN solicitó al titular, mediante carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/19/25, un análisis 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 (RAEX) para un periodo donde se va a producir la entrada en operación a largo plazo (OLP), 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 carta CSN/C/DSN/VA2/19/25, el titular, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6835, envió el mismo mes de mayo de 2019 el plan para la presentación del análisis solicitado, remitiendo posteriormente un caso ejemplo (ficha correspondiente al sistema RHR), mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6852 (junio de 2019). El CSN mostró su conformidad con la información adelantada por correo electrónico. Finalmente, el titular envió en octubre de 2019 el documento DST 2019-202 *Informe integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad de CN Vandellós II en relación con la solicitud de renovación de la autorización de explotación*, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6932.

La evaluación de este análisis ha sido asignada íntegramente al área de Gestión del Envejecimiento y Mantenimiento (GEMA).

A continuación se resumen los resultados y conclusiones de la evaluación, estructurado de acuerdo con los aspectos objeto de evaluación.

1. Alcance, estructura y contenido del análisis

La ficha de cada sistema incluye:

- Descripción del sistema.
- Descripción de programas y actividades aplicables para la gestión del envejecimiento del sistema.
- Resultados de programas y actividades aplicables para la gestión del envejecimiento del sistema.
- Actuaciones de mejora previstas.
- Conclusiones.

Como Anexo I se incluyen las fichas de los sistemas [43], y como Anexo II las fichas de los edificios analizados [18], con el alcance establecido de acuerdo con la Instrucción IS-22.

GEMA considera aceptable alcance y estructura del documento, que responde a lo requerido por el CSN.

2. Metodología de análisis del estado de los ESC

La metodología seguida consiste en la revisión de todas las actividades relacionadas con la gestión del envejecimiento de las ESC, incluyendo los programas asociados al Plan de gestión de vida (PGV), aplicables a ESC pasivos o de vida larga, y otras prácticas y procesos que contribuyen a la gestión de la problemática asociada a envejecimiento y obsolescencia, considerando la experiencia operativa como elemento imprescindible para mejorar la eficacia de las actividades desplegadas. Los programas considerados son:

- Plan de gestión de vida (PGV).
- Regla de Mantenimiento (RM).
- Programa de mantenimiento de la calificación ambiental.
- Programa de Inspección en servicio (ISI)⁶.
- Programa de fiabilidad de equipos (ER).
- Plan de gestión de la obsolescencia.
- Programa de mantenimiento preventivo.
- Otros programas aplicables a componentes específicos (p.e., diagnosis de válvulas neumáticas y motorizadas).

GEMA considera que las actividades establecidas por el titular de acuerdo con estos programas garantizan razonablemente la adecuada identificación, vigilancia y evaluación de

⁶ GEMA ha detectado que no se incluye información sobre el programa de amortiguadores, pero sí se hace en la RPS, de manera que GEMA considera que esta carencia no tiene impacto en la validez del análisis

problemas de envejecimiento con impacto en la seguridad, asegurando la fiabilidad y disponibilidad de las funciones de seguridad requeridas a lo largo del periodo de explotación de la instalación.

Asimismo, GEMA considera que la experiencia operativa está adecuadamente contemplada en el análisis y que se presentan adecuadamente los resultados del análisis y las actuaciones de mejora previstas como resultado del análisis.

3. Resultados

Como conclusión general de los análisis recogidos en las 61 fichas desarrolladas, el titular indica que los sistemas y estructuras analizados están en buen estado, ya que no se han detectado mecanismos de envejecimiento relevantes; y en aquellos casos en que se han detectado degradaciones de forma repetida o fallos repetitivos, se han llevado a cabo o están en curso acciones correctivas o de mejora encaminadas a garantizar el cumplimiento de la función de seguridad requerida.

Los casos identificados en el informe que han requerido actuaciones específicas son:

- Tarados de las válvulas de seguridad del presionador: desarrollo de un plan de actuación específico.
- Fugas en la barrera de presión: desarrollo de un plan de gestión del envejecimiento específico para gestionar el mecanismo de agrietamiento por vibraciones.
- Válvulas motorizadas con rotor con magnesio en el sistema RHR: sustitución de los motores.

Una experiencia operativa de especial interés analizada es la pérdida de material por corrosión general, corrosión intersticial y corrosión microbacteriana (MIC) en el sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ), que requirió el desarrollo de un plan de actuación específico.

GEMA concluye que este análisis aporta el valor añadido en cuanto a:

- Información de detalle sobre los programas aplicados y sus resultados por sistemas y estructuras.
- Valoración de tendencia global para cada sistema y estructura.

Por todo ello, y teniendo en cuenta que este análisis refleja resultados de programas no regulados, tales como el programa de mantenimiento de la calificación ambiental, el programa de fiabilidad de equipos, o el plan de gestión de la obsolescencia, sobre los cuales, por tanto, el CSN no recibe información sistemática, GEMA propone requerir el envío de una actualización de este análisis cada tres años, de manera que incluya la información relevante obtenida en dos ciclos de operación de la planta. Este requisito está incluido en la ITC propuesta asociada a la condición 9 (sobre envejecimiento y operación a largo plazo).

Informe de evaluación aplicable

- CSN/IEV/GEMA/VA2/2003/909

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 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 3.4.9 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)

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 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 RAEX 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 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.

La rev.0 del PIEGE fue enviada por el titular en julio de 2017, dentro de la documentación preceptiva asociada a la RAEX, dado que el periodo solicitado incluye la operación más allá de la vida de diseño original. Dicha revisión 0 fue objeto de evaluación por las áreas GEMA e IMES, de la que se derivaron una serie de dudas o cuestiones que fueron planteadas al titular de acuerdo con el proceso previsto en la guía de evaluación. En junio de 2018 el titular remitió la rev.1 del PIEGE en la que, además de actualizar su contenido al estado de la planta a fecha del documento, se han introducido las modificaciones necesarias para adaptarse a los acuerdos y compromisos adquiridos como consecuencia de las evaluaciones realizadas por el CSN.

El PIEGE presentado por el titular está estructurado como se describe a continuación.

- Capítulo 1: Información general. Describe el objeto del PIEGE, las principales características de la central, así como la organización y gestión para el desarrollo del PIEGE.
- Capítulo 2: Definición del alcance y selección de estructuras y componentes sujetos a revisión de la gestión del envejecimiento (RGE). Este capítulo describe y justifica la

metodología utilizada para identificar los componentes y estructuras que deben someterse a RGE, incluyendo los resultados obtenidos de su aplicación.

- Capítulo 3: Resultados de la RGE. Recoge el proceso de identificación de los efectos y mecanismos de envejecimiento aplicables a los componentes y estructuras y la demostración de que aquéllos que se consideren significativos se gestionarán de forma que sus funciones propias se mantendrán de manera consistente con las bases de licencia actuales durante el periodo de vida extendida.
- Capítulo 4: Análisis de envejecimiento en función del tiempo, AEFT (análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida). 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; a los de fatiga de metales en sistemas mecánicos; a los de calificación ambiental de equipo eléctrico; a los de los tendones del sistema de pretensado de contención; a los de fatiga de la contención metálica y, finalmente, a los análisis específicos de la central.
- Apéndice A: Propuesta de suplemento al ES como resultado de los capítulos anteriores del PIEGE. 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. Describe con detalle los programas y actividades de gestión del envejecimiento que se referencian en los capítulos 3 y 4.
- Apéndice C: Recoge el análisis de los componentes internos de la vasija del reactor y la definición del programa de inspección de internos de la vasija.
- Apéndice D: Propuesta preliminar de revisión de las ETF, incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras durante el periodo de operación extendido. Consiste en la actualización de las curvas límite de operación de calentamiento y enfriamiento Presión-Temperatura (curvas P/T) considerando el periodo OLP.

El proceso de evaluación realizado por el CSN se ha basado en la guía de evaluación específica desarrollada por GEMA, de referencia CSN/GEL/GEMA/1801/05. La evaluación global del PIEGE ha sido asignada al área de Gestión de Vida y Mantenimiento (GEMA), si bien varios de los apartados específicos del plan han sido evaluados por el área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES), de acuerdo con la asignación de tareas recogida en la guía mencionada. La coordinación del proceso de evaluación y el informe resumen han sido realizados por GEMA.

Para la valoración técnica de los análisis de fatiga de metales, el CSN ha contado con el apoyo de una empresa externa contratada (Belgar). Se ha planteado más de 100 cuestiones al titular; se ha emitido un total de 20 informes de evaluación; además, se ha realizado dos reuniones y dos inspecciones.

En el proceso de evaluación se ha incluido una muestra representativa de cada uno de los procesos del PIEGE y de los Análisis de envejecimiento en función del tiempo (AEFT) relativos a: vasija del reactor, fatiga de metales, calificación ambiental, fatiga de contención y otros AEFT específicos de planta.

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 ETF asociada al PIEGE.

De acuerdo con la guía mencionada, para casi la totalidad de las evaluaciones se emitieron dos revisiones de los informes de evaluación:

- Revisión 0, que recoge la evaluación de la documentación correspondiente a la rev.0 del PIEGE, de la que surgieron una serie de desviaciones o dudas. Dichas desviaciones o dudas fueron transmitidas al titular mediante la emisión de varios cuestionarios que, posteriormente, fueron tratados en reuniones específicas o durante las inspecciones planificadas sobre gestión de vida
- Revisión 1, en la que se recoge la evaluación de la documentación correspondiente a la rev.1 del PIEGE, verificándose la resolución de todas las cuestiones planteadas en la rev. 0, así como otras surgidas durante las diferentes actuaciones desarrolladas por los técnicos de GEMA e IMES

A continuación se recogen los resultados y conclusiones de la evaluación global del PIEGE, estructurados de acuerdo con el contenido del documento. Después se recogen los resultados y conclusiones de la evaluación de las propuestas de modificación al ES y a las ETF asociadas.

I. Descripción general del PIEGE

La información de este capítulo es descriptiva por lo que no se ha realizado una evaluación de la misma, que, en cualquier caso, se considera correcta.

Teniendo en cuenta que en 2019 el CSN estableció como fecha de inicio de la vida de la planta, a efectos de establecer el inicio de la OLP, la primera conexión a la red (12.12.87), dicha fecha debe incluirse en la próxima revisión del PIEGE.

II. Proceso de desarrollo del Plan de Gestión de Vida (PGV)

El titular ha desarrollado el plan de gestión de vida en el marco de la autorización de explotación vigente (condición 6), habiendo realizado el alcance y selección de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC), la revisión de la gestión del envejecimiento y la emisión de los planes de gestión del envejecimiento, e informado de ello al CSN a través de los informes anuales remitidos de acuerdo con la IS 22.

II.1 Alcance y selección

En las inspecciones y evaluaciones del PGV realizadas hasta la fecha por el área GEMA se ha ido verificando, por muestreo, el alcance y el proceso de selección realizado, el cuál no debe diferir del definido para OLP, dado que los criterios de la Instrucción IS-22 son los mismos. El

alcance del PGV se actualiza periódicamente en base a las modificaciones de diseño de la planta, a los cambios derivados de la experiencia operativa externa e interna y al impacto, en su caso, de nueva normativa. Hasta el momento, en esas revisiones no se han encontrado desviaciones significativas, por lo que se ha considerado que el proceso de selección ha sido satisfactorio.

No obstante, aun considerando que el PGV está plenamente implantado y, por tanto, también el proceso de alcance y selección, GEMA ha considerado necesario incluir en la evaluación del PIEGE nuevas verificaciones, también por muestreo, para comprobar que el proceso realizado por el titular en el PIEGE es correcto. Se resumen resultados y conclusiones de la evaluación de cada etapa del proceso.

II.1.1 Definición de ESC dentro del alcance

La aplicación de los criterios utilizados por el titular para la definición del alcance, así como la metodología seguida y sus resultados fue evaluada por GEMA en 2018 (CSN/IEV/GEMA/1805/800). Los aspectos surgidos en la evaluación fueron tratados en una reunión mantenida en diciembre de 2018 (CSN/ART/GEMA/VA2/1812/20).

En la evaluación de la rev.1 del PIEGE, se ha puesto de manifiesto que quedan pendientes de completar algunos aspectos que GEMA considera menores, relativos al alcance del sistema de protección contra incendios (PCI), que deben aclararse. En la rev.2 del PIEGE el titular deberá incluir una justificación de la no inclusión en el alcance de:

- los sistemas de detección y/o extinción de incendios del generador diésel esencial que, según al Análisis de riesgos de incendio (ARI) es un equipo importante para la parada segura en caso de incendio
- los sistemas PCI para ciertos equipos que, pese a no ser importantes para la seguridad en el ámbito de la protección contra incendios, son requeridos por la Instrucción IS-30 y la Guía GS 1.19; por ejemplo, los sistemas de extinción de incendios del tanque de almacenamiento de gas-oil del generador diésel esencial o los del edificio de turbina

La metodología para determinar los ESC dentro del alcance del PIEGE coincide con la del PGV, la cual se ha valorado previamente como adecuada ya que cumple lo requerido en la IS-22. Por ello, el CSN considera que los sistemas y estructuras incluidos dentro del alcance del PIEGE son aceptables, a expensas de los resultados de las mencionadas aclaraciones.

II.1.2 Selección de componentes y estructuras

La evaluación del CSN considera que la metodología general seguida para la selección de componentes y estructuras que requieren RGE, que coincide con la utilizada en el PGV, es adecuada y cumple lo requerido en la IS-22.

Con objeto de realizar una evaluación de la aplicación de la metodología a casos concretos, las áreas evaluadoras escogieron una muestra representativa de sistemas mecánicos o estructuras. Como consecuencia de la evaluación de la documentación correspondiente a los sistemas seleccionados, las áreas generaron una serie de cuestionarios, que fueron

transmitidos al titular. Para el cierre de las discrepancias de la evaluación se mantuvo la ya anteriormente mencionada reunión con el titular en diciembre de 2018 (CSN/ART/GEMA/VA2/1812/20). GEMA e IMES han comprobado que en la rev. 1 del PIEGE y en la documentación del PGV que lo soporta, el titular ha incluido las modificaciones derivadas de la resolución de los comentarios.

Se concluye, por tanto, que la selección de estructuras y componentes que requieren RGE es aceptable.

II.2 Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE)

Siguiendo la guía de evaluación, las áreas evaluadoras han emitido informes de evaluación de cada uno de los grupos de sistemas definidos por el titular para la realización de la RGE:

- Refrigeración del reactor
- Sistemas de salvaguardias tecnológicas
- Sistemas auxiliares
- Sistemas de vapor y conversión de energía
- Contención, estructuras y soportes de componentes
- Sistemas eléctricos y de I&C

En general, el CSN considera adecuada la adaptación del proceso de RGE a los estándares aplicables (NUREG-1800, NUREG-1801 y los USNRC LR-ISG), los efectos de envejecimiento que requieren gestión (EERG) considerados aplicables como resultado de la combinación de tipo de componente, material, ambiente, así como los programas de gestión del envejecimiento (PGE) que deben gestionar dichos EERG.

Como consecuencia de la evaluación realizada por GEMA del PIEGE, rev. 0, se generaron una serie de cuestionarios con las dudas o discrepancias surgidas de la evaluación. Todas las cuestiones planteadas fueron tratadas en la reunión mantenida en febrero de 2019 (CSN/ART/GEMA/1905/08). Los informes de evaluación correspondientes (referenciados en el apartado 3.1 de la presente PDT) concluyen que todas las cuestiones han sido respondidas por el titular y su resolución ha sido incorporada, en su caso, en la rev.1 del PIEGE; o bien el titular se ha comprometido a resolverlas mediante la carta de compromisos.

Por tanto, la RGE recogida en la rev. 1 del PIEGE se considera aceptable, si bien quedan pendientes de incorporar algunas correcciones de tipo documental que no fueron incluidas en dicha revisión debido al corto plazo transcurrido entre la reunión y la emisión de la rev.1, por lo que los cambios necesarios, en su caso, se introducirán en la rev. 2, de acuerdo con el **[compromiso 16.01]** adoptado por el titular: emitir rev.2 del PIEGE incluyendo las consideraciones del área GEMA, transmitidas en las reuniones de diciembre de 2018 y febrero de 2019 y en la inspección de julio de 2019.

II.3 Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE)

El plan de desarrollo e implantación de los PGE ha sido supervisado, por muestreo, por el CSN a través de las inspecciones realizadas tras la edición de la Instrucción IS-22.

En relación con las excepciones a los programas modelos, el titular las identifica y justifica de manera correcta en los resúmenes de cada programa incluidos en el PIEGE.

El proceso de evaluación de la efectividad del PGV que realiza el titular a través del seguimiento y evaluación periódica de los PGE se valora muy favorablemente por el área GEMA, habida cuenta de la importancia que tiene este aspecto a la hora de tomar las acciones correctoras necesarias que permitan garantizar que se vigilan y controlan adecuadamente los efectos de degradación significativos.

Sobre la base de la información aportada en el PIEGE relativa a la evaluación de los programas, se concluye que los PGE definidos se ajustan a los programas modelo, si bien algún programa asociado a la monitorización de datos como consecuencia de la resolución de Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT) está aún en fase de implementación, por lo que este aspecto será supervisado a través de las inspecciones previstas en el Plan Base de Inspección (PBI) del CSN.

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 a través de las revisiones de las actividades de algunos de los PGE efectuadas en las inspecciones realizadas por el área GEMA.

Por todo ello, GEMA 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 cumplirán sus funciones propias de forma consistente con la BL.

III Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT)

El capítulo 4 del PIEGE recoge los análisis de envejecimiento función del tiempo (AEFT) relativos a:

- Fragilización neutrónica de la vasija.
- Fatiga en metales.
- Calificación ambiental de equipos eléctricos.
- Análisis de tendones del sistema de pretensado de la contención.
- Fatiga de la contención.
- Otros AEFT específicos (grúas, juntas de sellado, etc.).

Todo ello en coherencia con lo previsto en el IS 22 en caso de operación a largo plazo.

III.1 Identificación y resolución de los AEFT

En relación con este proceso, GEMA solicitó aclaraciones sobre algunos potenciales AEFT que finalmente fueron descartados. Las dudas fueron tratadas en la ya mencionada reunión de febrero de 2019. Las justificaciones aportadas por el titular en la reunión se consideraron aceptables por parte de GEMA, si bien quedó pendiente:

1. analizar la aplicabilidad de la fragilización térmica del material CASS de las bombas de refrigeración del reactor como parte del AEFT sobre *Leak Before Break* (LBB)
2. revisar la justificación de no aplicabilidad del AEFT de fatiga del *liner* de la contención

GEMA considera que mediante los compromisos **[compromiso 16.02]** (en relación con el punto 1) y **[compromiso 16.01]** (en relación con el punto 2) adoptados por el titular se garantiza el cierre de estos puntos pendientes.

GEMA considera que el proceso de identificación de AEFT y de exenciones seguido por el titular es correcto, ya que se ajusta a los criterios de la Instrucción IS-22.

III.2 Resumen de resultados

A continuación, se recoge un resumen de la evaluación de los diferentes AEFT evaluados por el CSN, agrupándolos de acuerdo a los apartados del PIEGE.

Fragilización neutrónica de la vasija

La evaluación de este subcapítulo ha sido realizada por el área IMES, que considera aceptable la resolución de estos AEFT para un periodo de 54 EFPY (54 años efectivos de operación a plena potencia, equivalente a 60 años de operación de la central). Asimismo IMES indica que la metodología empleada para obtener las fluencias neutrónicas se considera apropiada.

A diferencia del resto de AEFT que se resuelven mediante el método 2 (reanálisis para el nuevo periodo, 60 años o 54 EFPY), los AEFT de los límites Presión-Temperatura y de sobrepresiones a baja temperatura son resueltos a través del tercer método de la Instrucción IS-22, que consiste en demostrar que los efectos del envejecimiento pueden ser gestionados adecuadamente durante la OLP mediante un programa de gestión del envejecimiento. Así, el titular no resuelve las curvas P/T de fragilización en este momento, a través del PIEGE, pero presenta evidencias suficientes para darle credibilidad a su resolución en cuanto sea necesario (cuando las curvas vigentes alcancen su límite de vigencia), a través del programa de gestión del envejecimiento. Por tanto, la actualización de las curvas P/T, así como los puntos de tarado del sistema de mitigación de sobrepresión en frío (COMS) se llevará a cabo en base a la aplicación de dicho programa. Este enfoque se considera aceptable por IMES.

Fatiga en metales

Debido a la complejidad de los análisis objeto de evaluación, que requieren un grado de especialización específico, y a la necesidad de finalizar la evaluación en el plazo programado, GEMA se ha apoyado para la evaluación en un recurso externo de alta cualificación. La

evaluación ha incluido, además del análisis del capítulo del PIEGE correspondiente, la selección por muestreo y revisión de cuatro AEFT representativos.

Del análisis de la información incluida en el capítulo 4.3, la empresa contratada emitió un informe en el que se recogía una serie de dudas y aclaraciones, que también fueron tratadas en la reunión con el titular de diciembre de 2018 (CSN/ART/GEMA/1012/20). Las correcciones derivadas como resultado de los aspectos tratados en la reunión se han llevado a cabo en la rev.1 del PIEGE. Adicionalmente, se acordó que los informes de proyecto que recogen el análisis y la resolución de cada AEFT sean referenciados en el PIEGE, lo cual ha sido incluido en la rev.1 del PIEGE.

Otros aspectos resultantes de las evaluaciones de la empresa contratada que no afectan a la resolución del AEFT se ha traducido en la conveniencia de realizar una serie de correcciones en el PIEGE y en algunos de los documentos de cálculo, que el titular se ha comprometido a incluir en la rev.2 del PIEGE, de acuerdo con el **[compromiso 16.01]** mencionado.

GEMA asume las conclusiones de los informes emitidos por el contratista (Belgar):

- Los análisis para la resolución de los AEFT han utilizado un método aceptable según la normativa aplicable.
- La resolución de los AEFT analizados se considera razonablemente correcta y es consistente con la Instrucción IS-22.
- El titular debe implantar acciones de mejora necesarias que permitan la monitorización de los transitorios identificados para la resolución de los AEFT de fatiga asistida por el ambiente del refrigerante del reactor antes del periodo de operación a largo plazo, con el fin de verificar que las condiciones consideradas en su resolución son válidas.

Calificación ambiental de componentes eléctricos

La evaluación de GEMA (CSN/IEV/GEMA/VA2/1910/860) ha incluido comprobaciones sobre las actividades relacionadas y resolución de dicho AEFT realizadas en una reunión mantenida en febrero de 2019, así como en la inspección del PBI realizada en julio de 2019. Principalmente, las dudas estaban relacionadas con los datos disponibles de temperatura con el fin de justificar la extrapolación de las temperaturas reales obtenidas al periodo transcurrido desde el inicio de la operación de la central y de esa manera justificar para cada equipo la nueva vida calificada asignada. El titular señaló que este proceso está en fase de implementación. El área GEMA considera correcto disponer de más datos para poder determinar más fiablemente la vida calificada de los equipos y desde el punto de vista de la solicitud no se considera que afecte negativamente, teniendo en cuenta que la entrada en OLP está prevista para diciembre de 2027 y que de acuerdo con la IS-22, para estos casos puede presentar los resultados de la resolución del AEFT con una antelación de 3 años a la fecha de entrada en OLP.

Las conclusiones derivadas de la evaluación son las siguientes:

1. La metodología descrita para la evaluación de este AEFT cumple los criterios y requisitos de la normativa aplicable, por lo que GEMA la considera aceptable.

2. El titular no ha presentado aún los resultados definitivos correspondientes a los distintos equipos del informe de calificación ambiental (ICA), lo cual es considerado aceptable por GEMA (el plazo límite, de acuerdo con la IS-22, es diciembre de 2024). En relación con lo anterior, en los documentos soporte del PIEGE, rev.1, el titular ha presentado unos resultados genéricos de los AEFT, basados en los resultados provisionales de las temperaturas reales en operación obtenidas mediante el programa de vigilancia de las condiciones ambientales (PVCA) implantado recientemente en la central. GEMA considera que la metodología aplicada para la resolución genérica de los AEFT basada en la teoría de Arrhenius, es aceptable y que, una vez confirmados los valores definitivos de las temperaturas reales de operación a utilizar, existe una expectativa razonable de que, para todos los equipos incluidos en el ICA, se obtendrán vidas calificadas suficientes para mantener su condición calificada durante el periodo de operación a largo plazo.
3. Se deberá solicitar al titular:
 - ✓ Justificar que las temperaturas reales de operación, asignadas como resultado del PVCA a los recintos que albergan equipos calificados, son representativas de las existentes anteriormente en los mismos recintos desde el inicio de la operación de la central. Al respecto, el titular deberá remitir un informe justificativo en el plazo de un año a partir de la RAEX (se incluye este requisito en el punto 3.1 de la ITC asociada a la condición 9).
 - ✓ En cuanto a los resultados definitivos de los AEFT, el titular deberá remitir, antes de diciembre de 2024, un informe resumen de los mismos en el que se especificará, para cada equipo, su fecha de instalación en planta, la nueva vida calificada y la justificación que ha permitido establecer tal vida calificada (se incluye este requisito en el punto 3.2 de la ITC asociada a la condición 9).

Análisis de los tendones del sistema de pretensado de contención

La evaluación ha sido realizada por el área IMES (CSN/IEV/VA2/1911/867), y en su alcance ha incluido la revisión de la metodología empleada, la representatividad de las hipótesis de cálculo y la validez de los resultados obtenidos. Durante el proceso de evaluación, IMES mantuvo una reunión con el titular, y solicitó justificaciones adicionales a los aspectos que quedaron pendientes en la reunión, en base a lo cual IMES concluye que la resolución de este AEFT es aceptable.

La justificación del AEFT basado en la gestión del envejecimiento mediante el PGE-54 deberá incluirse en la próxima revisión del PIEGE. El titular ha adoptado el **[compromiso 16.03]** para cumplir esta acción.

Fatiga en la contención

La evaluación del AEFT de contención ha sido realizada por el área IMES y documentada en el informe referenciado en el apartado anterior. Los aspectos más relevantes y las conclusiones se reflejan a continuación.

1. El AEFT sobre el análisis de fatiga de las esclusas y compuertas de la contención es resuelto mediante el método 1 de la IS-22, esto es, demostrando la validez de los análisis y cálculos actuales para una extensión del periodo de operación hasta 60 años.

En el proceso de evaluación IMES trasladó dos cuestiones al titular, una relacionada con el límite de ciclos permitidos de acuerdo con el código ASME, y la otra sobre la omisión de los ciclos de arranque / parada a la hora de contabilizar el número de ciclos y su proyección a 60 años. Tras las aclaraciones realizadas, IMES concluyó que:

- a. En la próxima revisión del PIEGE el titular deberá corregir el límite de ciclos empleado para verificar la validez de la exención del análisis de fatiga según ASME.
- b. El titular deberá obtener una proyección del número de ciclos de arranques y paradas de la planta, contabilizando dichos ciclos a la hora de verificar el cumplimiento de ASME.

No obstante, si bien estos aspectos deberán corregirse documentalmente en la próxima revisión del PIEGE, no se considera que afecten a la aceptabilidad del AEFT. El titular ha adoptado el **[compromiso 16.03]** para cumplir estos requisitos.

2. En relación con el AEFT sobre análisis de fatiga de las penetraciones mecánicas de contención, resuelto mediante el método 2 de la IS-22 (reanálisis contemplando la duración del periodo OLP), el titular ha comprobado que de la reevaluación de la condición de carga IV de los análisis de tensiones originales que se realizaron para los manguitos de las penetraciones mecánicas se puede concluir que se siguen cumpliendo los criterios de aceptación originales, lo que se ha considerado aceptable por parte de IMES.

Otros AEFT específicos

La evaluación de los AEFT específicos ha sido realizada por las áreas IMES y GEMA.

La evaluación se ha realizado por muestreo, habiendo seleccionado cuatro AEFT representativos. Los aspectos más relevantes y las conclusiones se reflejan a continuación.

1. En relación con el AEFT sobre cargas cíclicas en grúas, que se resuelve mediante el método 2 de la IS-22, el titular ha verificado que, para las grúas incluidas en el alcance del AEFT, el número de ciclos proyectado a un periodo de operación de 60 años es inferior a los ciclos de diseño contemplados para un periodo de operación de 40 años, por lo que las conclusiones obtenidas en los análisis originales siguen siendo aceptables.
2. En cuanto al AEFT sobre los volantes de inercia de las bombas de refrigerante del reactor, cuya resolución se plantea mediante el método 2 de la IS-22, el titular ha revisado el análisis de fatiga original realizado por Westinghouse, que ya contemplaba un periodo de operación de 60 años, concluyendo que la corrección del error ahora identificado en cuanto a la velocidad síncrona de las bombas de refrigerante del reactor sigue conduciendo a un tamaño de grieta final insignificante.
3. Respecto al AEFT sobre análisis de fatiga de las válvulas de aislamiento de vapor principal, resuelto mediante el método 1 de la IS-22, CNV2 ha verificado que, a partir del número ciclos de apertura / cierre contabilizados para las válvulas desde su instalación en 2006

hasta fecha de junio de 2015, la proyección lineal del número de ciclos a un periodo de operación de 60 años supone un valor inferior al número de ciclos contemplado en el diseño original, lo que permite concluir que los factores de uso a fatiga que se derivan del análisis original siguen siendo válidos para un periodo de vida extendido de 60 años.

En los 3 casos anteriores, IMES concluye que las conclusiones del titular son aceptables.

4. Respecto al AEFT sobre calificación ambiental de equipos mecánicos, la evaluación la ha realizado GEMA, junto con la del AEFT de calificación ambiental de equipos eléctricos (CSN/IEV/GEMA/VA2/1010/860). Las conclusiones reflejadas en el punto sobre calificación de equipos eléctricos de la presente propuesta de dictamen son aplicables a los equipos mecánicos.

IV Suplemento al Estudio de Seguridad

La propuesta consiste en la incorporación de un nuevo capítulo en el ES denominado “*Capítulo 19. Programas y Análisis derivados del Plan de Gestión de Vida para la Operación a Largo Plazo (OLP)*”. El objetivo de este capítulo es enumerar y describir los PGE acreditados en CN Vandellós II, así como el resumen y conclusiones de los AEFT. Asimismo se listan los compromisos para el cumplimiento de las actividades requeridas por los programas desarrollados, antes de la entrada en OLP.

Dado que esta propuesta del ES es puramente descriptiva de los PGE y de los resultados de los AEFT, la valoración técnica y las conclusiones sobre estos aspectos resumidas anteriormente son totalmente aplicables.

De la valoración global realizada por GEMA se concluye que el contenido es correcto y suficiente, ajustándose a otros modelos utilizados en plantas con renovación de licencia.

El nuevo capítulo del ES deberá adaptarse a las revisiones actualizadas del PIEGE.

V Propuesta de cambio a las ETF

Del análisis realizado por el titular, la única propuesta de cambio en las ETF derivada de la OLP es la aplicable a las curvas P/T calculadas para el nuevo periodo de operación.

La propuesta de cambio de ETF presentada junto con el PIEGE consiste en la actualización de las curvas de calentamiento y enfriamiento Presión-Temperatura (P-T) del sistema de refrigeración del reactor (RCS) para la OLP.

Según se indica en el informe de evaluación realizado por IMES, donde se evalúa, entre otros temas del PIEGE, el AEFT de fragilización neutrónica de la vasija del reactor, la propuesta presentada con el PIEGE no es objeto de evaluación, ya que es anterior a la propuesta PC-309, evaluada y aprobada por el CSN en noviembre de 2018, y que contiene las curvas P/T vigentes.

No obstante, cabe indicar que las curvas P/T para la OLP deberán ser presentadas por el titular por medio de la solicitud correspondiente, con anterioridad a la finalización de la vigencia de las curvas P/T vigentes (entrada en periodo OLP, diciembre de 2027).

Conclusiones globales del área GEMA

Como consideración previa general, es importante destacar que la entrada en OLP de CN Vandellós II no se producirá hasta finales de 2027. Ello se ha tenido en cuenta a la hora de establecer plazos adecuados a cada requisito relacionado con dicha OLP. Asimismo, se ha tenido en cuenta a la hora de establecer requisitos a corto plazo para que el titular complete aspectos de importancia menor tras la renovación de la AE, de acuerdo con el espíritu de la Instrucción IS-22 (establecido explícitamente, p.e., para el caso de los AEFT, en el art. 6.2.3).

1. Como conclusión general, la metodología seguida para el desarrollo del PIEGE presentado por el titular, en lo que respecta a la definición del alcance y la selección de ESC a las que aplicar el plan, así como para los estudios de Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE) y de Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT) y los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) establecidos, es consistente con los requisitos definidos en la Instrucción IS-22.
2. La metodología seguida por el titular para determinar los ESC en el alcance del PIEGE, que coincide con la seguida en el Plan de Gestión de Vida (PGV) desarrollado como condición de la actual AE, es aceptable y cumple lo requerido en la IS-22, apoyándose en la normativa estadounidense que, a su vez, informa y soporta a la IS-22.
3. Es aceptable la forma en que CNV2 ha documentado el proceso de determinación de alcance en los diferentes documentos en los que se basan el PGV y el PIEGE. El proceso es traceable y auditable, si bien la magnitud del proyecto hace imposible su evaluación completa en detalle por parte del CSN.
4. Es aceptable la metodología seguida por el titular para realizar la RGE, basada fundamentalmente en la conciliación con los documentos de referencia, NUREG-1800, NUREG-1801 y los USNRC 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 Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) que deben gestionar dichos EERG.
5. Es aceptable la descripción de la Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE) recogida en la rev.1 del PIEGE, si bien queda pendiente incorporar algunas correcciones documentales que no fueron incluidas en dicha revisión, debidas al corto plazo que hubo entre la reunión mantenida con el titular sobre este tema y la emisión de dicha rev.1 del PIEGE, por lo que éstas deberán incorporarse en la rev.2, según el **[compromiso 16.01]** del titular.
6. Es aceptable la metodología utilizada por el titular para la elaboración de los PGE, tanto los asociados a la vida de diseño como los orientados a la operación a largo plazo, basada en el “proceso de conciliación” con los programas modelo de acuerdo con los NUREG-1800 y NUREG-1801.

7. Durante la fase de conciliación con los programas modelo, el titular ha identificado un gran número de PDM derivadas de la adaptación de las actividades existentes o la creación de actividades nuevas para cumplir lo requerido en los programas modelo del NUREG-1801 o los USNRC LR-ISG existentes, así como algunas excepciones.

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.

Las PDM identificadas durante esta fase han sido cerradas en su totalidad por el titular; esto será objeto de seguimiento a través de próximas inspecciones de GEMA.

Los análisis realizados por el titular sobre las excepciones identificadas en los PGE con respecto a los programas modelo del NUREG-1801 y los documentos LR-ISG, son aceptables.

8. CN Vandellós II dispone actualmente de 46 programas para la gestión de los efectos de envejecimiento, de los que 3 son programas específicos de planta y otros 3 están asociados a actividades de monitorización de actividades relacionadas con los AEFT, lo cual es aceptable.
9. El titular ha emitido 29 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 es aceptable.
10. 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 GEMA a través de las revisiones de las actividades de algunos de los PGE efectuadas en las inspecciones realizadas.
11. 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 la BL.
12. La metodología para la identificación y resolución de los AEFT es aceptable y se ajusta a lo establecido en la IS-22.
13. La resolución de los AEFT analizados es razonablemente correcta y consistente con la IS-22, a excepción del AEFT relativo a la calificación de equipos. Para asegurar que el titular completa las actuaciones pendientes al respecto, las áreas evaluadoras han establecido los requisitos que se describen anteriormente, en relación con las temperaturas de operación y los resultados definitivos del AEFT.
14. En relación con el AEFT de calificación ambiental de equipos eléctricos el titular deberá realizar las acciones que se describen anteriormente, en relación con justificar la

representatividad de las temperaturas de los recintos que albergan equipos calificados y con la remisión de los resultados definitivos de los AEFT.

15. En relación con el AEFT sobre el análisis de fatiga de las esclusas y compuertas de la contención, la resolución es aceptable, si bien el titular deberá realizar las acciones que se describen anteriormente, en relación con asegurar el cumplimiento de la metodología establecida en el código ASME, para lo cual ha adoptado un compromiso específico.
16. El titular debe implantar las acciones de mejora necesarias que permitan la monitorización de los transitorios identificados para la resolución del AEFT de fatiga debido al ambiente del refrigerante del reactor antes del periodo de operación a largo plazo, con el fin de verificar que las condiciones consideradas en su resolución son válidas y la correcta gestión de los efectos. Dicha solicitud debe incluirse como requisito asociado a la RAEX.
17. El contenido de la propuesta de cambio al ES por la que incorpora un nuevo capítulo denominado “Capítulo 19. Programas y Análisis derivados del Plan de Gestión de Vida para la Operación a Largo Plazo (OLP)”, en el cual se resumen los PGE y los AEFT durante dicho periodo de operación resultados de los análisis AEFT antes mencionados, cuya valoración técnica ha sido realizada en los apartados específicos, es aceptable. El titular deberá mantener actualizado este capítulo, de acuerdo con las sucesivas revisiones del PIEGE.
18. La propuesta de cambio de las ETF asociada a la OLP no ha sido objeto de evaluación, ya que es anterior a la propuesta PC-309, que fue evaluada y aprobada por el CSN en noviembre de 2018, que contiene las curvas P/T vigentes. Las curvas P/T para la OLP deberán ser presentadas por el titular por medio de la solicitud correspondiente, con anterioridad a la finalización de la vigencia de las curvas P/T vigentes (entrada en periodo OLP, diciembre de 2027).

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/GEMA/VA2/2004/911
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1805/800
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1904/848
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1902/829
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1903/843
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1812/821
- CSN/IEV/IMES/VA2/1902/828
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1812/823
- CSN/IEV/IMES/VA2/1911/867
- CSN/IEV/GEMA/VA2/1910/860
- Nota interior, ref. CMG03-19
- Nota interior, ref. CMG04-19

- CSN/NETG/GEMA/GENER/1903/175
- CSN/NETG/GEMA/GENER/1907/180

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. Por tanto, se remite al apartado 3.6.1 de esta PDT.

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 titular ha identificado como única modificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) específicamente necesaria para la OLP la modificación de las curvas de presión / temperatura de calentamiento / enfriamiento del sistema de refrigerante del reactor (curvas P/T).

Por tanto, entre la documentación de la solicitud de la RAEX se incluye la propuesta de modificación de ETF correspondiente, como apéndice D al PIEGE.

Consecuentemente, el CSN ha incluido la evaluación de esta propuesta en el marco de la evaluación del PIEGE. Por tanto, se remite al apartado 3.6.1.

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

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación del *Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo* (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)

La evaluación de AEIR comprende la totalidad del EIR en revisión 1, con la excepción de los aspectos específicos que ha evaluado AVRA y que se recogen en el siguiente apartado.

Desde octubre de 2016 se han mantenido reuniones y contactos entre AEIR y el titular de CN Vandellós con el fin de esbozar primero y definir después el contenido del EIR que debía presentarse tres años antes de la fecha de expiración de la autorización de explotación vigente, en el marco de una solicitud de renovación de la misma por un periodo en el que la central supere su vida de diseño.

Con fecha 1 de abril de 2019 (nº registro 5050) se recibió en el CSN la revisión 1 del EIR que incorporaba los comentarios previos de la evaluación del CSN a la revisión 0 inicial, recibida en julio de 2017.

En julio de 2019, AEIR mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN en la que, entre otros temas, se trataron algunos aspectos relativos al EIR. En dicha reunión se acordó que el

EIR debería incorporar un cálculo de la dosis al individuo crítico aplicando criterios conservadores, como información adicional a los cálculos de dosis incluidos en las revisiones previas del documento, con el objeto de asegurar que la operación a largo plazo es compatible con los controles y restricciones establecidos en el MCDE.

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, AEIR elaboró una NET con las cuestiones a plantear al titular. Consecuentemente, el CSN emitió, a comienzo del mes de agosto de 2019, la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/24 para transmitir las cuestiones de AEIR, que, en septiembre de 2019, mantuvo una reunión con el titular en la sede del CSN para discutir los aspectos planteados en la PIA. En septiembre y octubre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-6905, CNV-L-CSN-6915 y CNV-L-CSN-6934; en la última de estas cartas se incluye el cálculo de la dosis al individuo crítico requerido. En la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19), AEIR transmitió al titular las conclusiones relativas al AEIR. Finalmente, en enero de 2020, el titular envió la rev.1 del documento de información adicional al EIR, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6972.

A continuación se resumen las conclusiones de la evaluación de AEIR.

1. El contenido de la rev.1 del EIR, junto con las aclaraciones, justificaciones y modificaciones recogidas en la información adicional enviada por el titular (cartas CNV-L-CSN-6934 y CNV-L-CSN-6972) se considera adecuado.
2. La información adicional enviada por el titular (cartas CNV-L-CSN-6934 y CNV-L-CSN-6972) deberá incorporarse en la rev.2 del EIR. El titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 17.01]** para realizar una revisión del EIR que incorpore dicha información adicional.
3. Adicionalmente, la rev.2 del EIR deberá completarse, incluyendo:
 - a. Justificación del dato de captura anual de peces e invertebrados de 2018.
 - b. Unidades de los tiempos de exposición y tránsito para las actividades costeras y de las capturas anuales de peces e invertebrados (tabla del apartado 3).
 - c. Revisión de las fracciones de los grupos de población de adultos y niños (tabla del apartado 3) de forma que sean consistentes con las de la tabla del apartado 4 que relaciona parámetros utilizados por el código GASPAR y con las que figuran e las entradas de los programas de cálculo.
 - d. Revisión del valor de la dosis al niño por consumo de leche de vaca para las descargas en continuo de 2018 (tabla 2.3) de forma que sea consistente con la de la salida del código GASPAR II.
4. La metodología de cálculo utilizada está de acuerdo con los estándares aplicables y con el MCDE.
5. Los criterios y parámetros utilizados en la estimación del impacto al individuo crítico y a la población debido a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitido durante la operación a largo plazo están de acuerdo con los estándares aplicables y con el MCDE.
6. La dosis efectiva (efluentes líquidos y gaseosos) al individuo crítico (infante) estimada para el periodo 2007-2018, considerando que durante estos años se ha producido una emisión en tandas similar a la del 2018, es de 1.69 E-02 mSv/a, dosis que, considerando las

circunstancias operativas del periodo objeto de estudio, se puede considerar representativa de las que se puedan producir en los próximos años de operación de la central.

7. La dosis efectiva (efluentes líquidos y gaseosos) al individuo crítico (infante) estimada para el periodo 2007-2018, considerando que durante estos años se ha producido una emisión en tandas similar a la del 2018 y calculada con los criterios utilizados en el MCDE con el objeto de verificar el cumplimiento de la restricción operacional de dosis es de 2.74 E-02 mSv/a, que está aproximadamente un orden de magnitud por debajo de dicha restricción operacional de dosis.
8. El titular ha estimado el incremento en las dosis que se produciría considerando el peor año en lo que respecta a la operación con elementos combustibles con defectos, respecto a las dosis correspondientes a los años de operación sin defectos en los elementos combustibles. Se ha verificado que aplicando dicho incremento a las dosis calculadas para el periodo 2007-2018 (en el que ya se ha considerado algún año de operación con elementos de combustible con defectos) las dosis obtenidas son inferiores a la restricción operacional de dosis.
9. La dosis colectiva total calculada para el año 2018 es de 2.5 mSv x persona, siendo la ingestión de vegetales la vía de exposición que más contribuye a la dosis por efluentes gaseosos. La dosis colectiva total estimada para la operación a largo plazo de la central (año 2047) teniendo en cuenta la evolución de la población y de los usos de la tierra y recursos marinos es 5.1 mSv x persona.
10. Las erratas identificadas en la revisión 1 del EIR deberán corregirse en la rev. 2 del documento. En la carta de la DSN (Anexo III) se incluyen las modificaciones requeridas.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AEIR/VA2/2003/907

- CSN/NET/AEIR/VA2/1907/572

3.8.4.2 Área de Vigilancia Radiológica Ambiental (AVRA)

El alcance de la evaluación de AVRA se circunscribe a los aspectos relacionados con:

- Proyección demográfica.
- Proyecciones de uso de la tierra y el agua.
- Implicaciones a corto y largo plazo en el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) de las conclusiones del estudio.

Tras una revisión preliminar de la documentación presentada, en julio de 2019 AVRA elaboró una NET con las cuestiones a plantear al titular. Consecuentemente, el CSN emitió el mismo mes de julio de 2019 la PIA de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/12 para transmitir las cuestiones de AVRA. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular a la PIA, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6894.

A continuación se resume resultados y conclusiones de la evaluación de AVRA, estructurado de acuerdo con los aspectos revisados.

1. Alcance geográfico y periodo del estudio considerados

AVRA considera adecuados estos aspectos, previamente acordados con el CSN.

2. Demografía

AVRA considera razonables los datos demográficos considerados en el estudio para la estimación de dosis en el periodo OLP, teniendo en cuenta las fuentes de datos utilizadas (oficiales) y las consideraciones para las proyecciones a futuro realizadas.

3. Usos de la tierra y del agua

AVRA considera razonables los datos de producción agrícola considerados en el estudio para la estimación de dosis en el periodo OLP, teniendo en cuenta las fuentes de datos utilizadas (oficiales), las consideraciones para las proyecciones a futuro realizadas y que están basados en datos de producción por municipios.

Asimismo, AVRA considera razonable la estimación de volumen de capturas (pesca) considerados en el estudio para la estimación de dosis en el periodo OLP, teniendo en cuenta las fuentes de datos utilizadas (oficiales) y las consideraciones para las proyecciones a futuro realizadas.

4. Posible impacto del EIR en el PVRA

El titular no realiza ninguna consideración sobre este aspecto. AVRA considera que el titular debe realizar un análisis al respecto, y así lo transmitió al titular en la reunión de presentación de conclusiones preliminares de la evaluación (17.12.19). Consecuentemente, el titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 14.01]**: Analizar la implicación en las estaciones del PVRA del estudio realizado en el EIR sobre el aprovechamiento de recursos del mar Mediterráneo, dado que esta evaluación no se realiza en las actualizaciones periódicas del Censo de usos de la tierra establecido en el RV 5.2.2 del MCDE. Analizar la posibilidad de incluir medidas de C-14 en el PVRA, dado que en el EIR se determina que el isótopo que contribuye en mayor proporción a las dosis es el C-14 en emisiones de gases, a través de la ingestión de vegetales. AVRA considera que este compromiso responde adecuadamente a lo solicitado. Adicionalmente, el titular ha incluido el **[compromiso CNVII 17.02]**, que simplemente remite al **[compromiso CNVII 14.01]**.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/AVRA/VA2/2002/902
- CSN/NET/AVRA/VA2/1907/561

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

Las áreas a las que ha sido asignada la evaluación de la propuesta de revisión del Plan de Gestión de Residuos radiactivos y Combustible Gastado, correspondiente a la operación a largo plazo (PGRR-OLP) 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)

El alcance de la evaluación han sido las secciones dentro de las competencias de ARAA que se modificarán en el PGRR-OLP.

La propuesta inicial de PGRR-OLP (PC-06, rev.0) fue enviada por el titular en julio de 2017, entre la documentación preceptiva para la RAEX que debe enviarse tres años antes de la expiración de la autorización vigente. En marzo de 2019, ARAA emitió una NET con las conclusiones de la revisión preliminar del PGRR-OLP. En abril de 2019, el CSN emitió una PIA transmitiendo las conclusiones de dicha NET, mediante carta de referencia CSN/PIA/CNVA2/VA2/1904/08. En el mismo mes de abril se recibió en el CSN la rev.1 de la PC-06. En agosto de 2019, el CSN emitió una segunda PIA, de referencia CSN/PIA/CINU/VA2/1907/21, para transmitir cuestiones de ARAA relativas tanto a la RPS como al PGRR-OLP. En septiembre de 2019 se recibió la respuesta del titular, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6890. Asimismo, el titular envió en septiembre la rev. 2 a la propuesta de cambios al PGRR-OLP resultante de los comentarios del CSN, mediante carta de referencia CNV-L-6884. La evaluación se ha realizado, por tanto, sobre dicha revisión 2 del plan; si bien, como se indica más adelante, el titular ha remitido una revisión 3 del PGRR-OLP, que también ha sido evaluada por ARAA.

A continuación se resume resultados y conclusiones para cada uno de los apartados del PGRR-OLP evaluados.

- i. Generación de combustible gastado y residuos especiales y flujos de generación (apartado 3.2.1): fue modificado en respuesta a lo solicitado en la segunda PIA mencionada.
- ii. Modalidades de gestión del combustible gastado y de los residuos especiales implantadas (apartado 3.2.2): fue modificado en respuesta a lo solicitado en la segunda PIA mencionada.
- iii. Gestión del almacenamiento temporal (apartado 3.2.3): fue modificado en respuesta a lo solicitado en la segunda PIA mencionada; con estas modificaciones, ARAA considera adecuado este apartado.
- iv. Selección de las líneas de actuación previstas para la gestión de los residuos: fue modificado en respuesta a lo solicitado en la segunda PIA mencionada; con estas modificaciones, ARAA considera adecuado este apartado.
- v. Fichas descriptivas de los materiales (apartado 3.5): fue modificado en respuesta a lo solicitado en la segunda PIA mencionada; sobre estas modificaciones, la evaluación

identificó una carencia en la información sobre la ficha de residuos especiales; el titular ha corregido esta carencia y lo ha comunicado al CSN en enero de 2020 mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6974.

- vi. ARAA detectó incoherencias entre las propuestas de modificación al PGRR derivada del re-racking y la propuesta de PGRR-OLP: comunicadas al titular en la reunión de exposición de las conclusiones preliminares de la evaluación (19.12.19), en la misma reunión se aclaró y resolvió el tema.
- vii. Actualización de estudios soporte del PGRR-OLP relativos a combustible gastado y residuos especiales: la primera de las PIA mencionadas requería una revisión actualizada de cuatro estudios soporte; junto con la rev.2 del PGRR-OLP, el titular envió el informe de referencia DST 2019/092, Actualización de estudios soporte del PGRR de CN Vandellós II relativos a combustible gastado y residuos especiales, donde analiza el contenido de los estudios soporte y justifica su posicionamiento sobre la necesidad de emitir una nueva revisión de dichos documentos; analizado este informe, ARAA concluye:
 - a. que considera adecuado que el titular no revise los estudios soporte
 - b. que el informe anual de actividades del PGRR correspondiente a 2019 deberá incluir información sobre las actividades de caracterización radiológica en curso; el titular ha adoptado el **[compromiso CNVII 01.05]**, donde se contempla esta acción; ARAA considera este compromiso como una acción aceptable para cumplir el requisito; ARAA ha comprobado el cumplimiento del compromiso en el informe anual 2019 recibido en marzo de 2020.

Como conclusión general, ARAA considera adecuada la propuesta de PGRR-OLP, con las salvedades indicadas, que no tienen impacto en el texto del PGRR-OLP.

Posteriormente al cierre de la evaluación de ARAA, el titular emitió la rev.3 de la PC-06, que envió al CSN en marzo de 2020 por carta de referencia CNV-L-CSN-7032 (número de registro de entrada 42030), para incorporar los últimos comentarios del CSN. ARAA ha revisado los cambios introducidos en la rev.3 y está de acuerdo con todos.

Adicionalmente, el área ARAA ha revisado el texto modificado que ARBM propone para la ITC que en la RAEX sustituya a la actual ITC nº 4, asociada a la actual Condición 3.5 del anexo de límites y condiciones de la AE, por la que se establecen las condiciones en que una revisión del PGRR requiere apreciación favorable del CSN (CSN/NET/ARAA/VA2/2004/597). Como resultado de esta revisión, ARAA ha propuesto añadir un epígrafe adicional relativo a la gestión del combustible irradiado. En la propuesta de Condicionado e ITC asociados a RAEX se incluye el nuevo texto con las aportaciones de ambas áreas (punto 6 de la ITC asociada a la Condición 3).

Informes de evaluación aplicables

- CSN/IEV/ARAA/VA2/1912/870
- CSN/NET/ARAA/VA2/1907/575

- CSN/NET/ARAA/VA2/1902/553
- CSN/NET/ARAA/VA2/2004/597

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

El alcance de la evaluación han sido las secciones dentro de las competencias de ARBM que se modificarán en el PGRR-OLP.

La propuesta inicial de PGRR-OLP (PC-06, rev.0) fue remitida por el titular en julio de 2017, entre la documentación preceptiva para la RAEX que debe enviarse tres años antes de la expiración de la autorización vigente. En abril de 2018, ARBM emitió el informe de referencia CSN/PIA/CNVA2/ARBM/1904/08, con el objeto de solicitar información adicional. En abril de 2019, el CSN emitió una PIA transmitiendo las conclusiones de dicho informe, mediante carta de referencia CSN/PIA/CNVA2/VA2/1904/08. En el mismo mes de abril se recibió en el CSN la rev.1 de la PC-06. En agosto de 2019, el CSN emitió la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/19/45, para transmitir algunas consideraciones de ARBM sobre los denominados residuos atípicos. En septiembre de 2019, el titular envió la rev. 2 de la PC-06, resultante de los comentarios del CSN, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-6884. La evaluación se ha realizado, por tanto, sobre dicha revisión 2 del plan; si bien, como se indica más adelante, el titular ha remitido, tras la evaluación del CSN, una revisión 3 del PGRR-OLP, que también ha sido evaluada por ARBM.

A continuación se resume resultados, conclusiones y acciones requeridas al titular derivados de la evaluación de la revisión 2, estructurado de acuerdo con los apartados de la guía del CSN 9.3 sobre criterios y contenido de los PGRR.

- I. Apartado 3, *Objetivo y ámbito de aplicación del PGRR*: ARBM considera que se cumple
- II. Apartado 4, *Estudios soporte del PGRR*: ARBM considera que se cumple
- III. Apartado 5, *Contenido del PGRR*
 - a. *Generación y gestión de los residuos de la instalación*:
 - La propuesta presenta de forma sintetizada, para cada categoría de residuos establecida, los flujos de generación, las cantidades almacenadas, las modalidades de gestión posible y los documentos de aceptación vigentes.
 - En cuanto al contenido de las fichas de cada tipo de residuo:
 - El titular debe aclarar si la gestión prevista para los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDM) se realizará al final de la operación de la central (como la tapa de la vasija).
 - El PGRR debe incorporar la generación y el nivel de gestión previsto para los grandes componentes procedentes de la modificación de diseño planificada para la ampliación de la capacidad de *almacenamiento de piscina de combustible gastado (re-racking)*.

b. *Clasificación de la instalación en zonas de residuos:*

- El PGRR debe incluir los planos que muestren la clasificación de zonas de clasificación de residuos.
- El titular debe justificar los cambios propuestos en la clasificación de zonas de residuos que han supuesto pasar a zonas de residuos convencionales (ZRC) áreas actualmente clasificadas como ZRR zonas de residuos radiactivos (ZRR).
- En la propuesta se simplifica la metodología de clasificación de forma aceptable.

c. *Selección de las líneas actuación previstas:*

- El PGRR debe indicar que no están previstas nuevas líneas de actuación para las corrientes de residuos de concentrados del evaporador, lodos y residuos compactables.
- El PGRR debe indicar una fecha orientativa para la implantación de las medidas previstas para resinas, filtros y detectores iónicos de humo.
- El PGRR debe indicar una fecha orientativa para la implantación de las medidas previstas para aceites, aditivos de las lavadoras de freón, detectores intranucleares, pinturas y grasas; o, en su caso, aclarar que no se prevén acciones a realizar hasta su aceptación por ENRESA.
- El PGRR debe indicar una fecha orientativa para la implantación de las medidas previstas para las fuentes radiactivas que pueden acondicionarse en bultos aceptables para su almacenamiento en El Cabril; para el resto de fuentes radiactivas, se indicará que la vía de gestión está pendiente de decisión por parte de ENRESA.

d. *Organización y formación en materia de gestión de residuos radiactivos:*

- El PGRR debe incluir las responsabilidades de las organizaciones involucradas, considerando las interdependencias e interfaces e incluyendo al menos las unidades organizativas responsables de:
 - Actualizar el PGRR.
 - Realizar el control radiológico de los materiales radiactivos.
 - Caracterizar radiológicamente los materiales residuales con contenido radiactivo.
 - Gestionar el proceso de aceptación de residuos con ENRESA.
 - Controlar el almacenamiento temporal y el inventario de bultos de residuos radiactivos, los acopios de residuos sin acondicionar y de material desclasificable.
 - Operar los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos y realizar el mantenimiento asociado.
 - Gestionar y controlar el material reutilizable contaminado hasta el final de su vida útil.

IV. Apartado 7, *Requisitos de garantía de calidad*: ARBM no plantea ninguna objeción en este en relación con este apartado

Aparte de evaluar la revisión 2 de la propuesta PC-06, ARBM ha comprobado que el titular ha incorporado los cambios solicitados mediante la PIA mencionada resultantes de la evaluación de la revisión 0. Como conclusión general de esta revisión, ARBM considera que la rev.2 del PGRR incorpora los cambios requeridos. ARBM ha realizado una evaluación detallada del Plan de Minimización de Residuos Radiactivos (PMRR) incluido por el titular, de acuerdo con lo requerido. A este respecto, ARBM concluye que el documento cumple lo solicitado, si bien será sometido a posterior supervisión en el futuro. ARBM identifica una discrepancia formal entre el ES y el PMRR sobre la capacidad de almacenamiento del Almacén Temporal de Residuos Sólidos (ATRS), que el titular deberá corregir en la próxima edición del ES. Para ello, ha adquirido el compromiso [15.06], que se considera aceptable por parte de ARBM, según se detalla en el apartado 3.4.16.3.

Finalmente, ARBM evalúa la respuesta del titular a las consideraciones incluidas en la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/19/45. Los comentarios de ARBM han sido contemplados en la rev.2 de la propuesta PC-06. ARBM no identifica discrepancias en esta respuesta.

Las conclusiones finales de la evaluación de ARBM son:

1. La rev.2 de la propuesta PC-06 puede ser apreciada favorablemente, siempre que se introduzcan las modificaciones resultantes de la evaluación que han sido expuestas anteriormente.
2. El titular debe remitir una justificación de los cambios propuestos en la clasificación de zonas de residuos que supongan pasar a zonas de residuos convencionales (ZRC) áreas actualmente clasificadas como ZRR zonas de residuos radiactivos (ZRR).
3. El PMRR presentado por el titular cumple lo solicitado por el CSN en cuanto a contenido. En el futuro ARBM evaluará el documento en detalle.

Posteriormente a la emisión del informe de evaluación de ARBM, el titular emitió la rev.3 de la PC-06, que envió al MITERD y al CSN en marzo de 2020, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-7032 (número de registro de entrada 42030), para incorporar los últimos comentarios del CSN. En abril de 2020, ARBM ha emitido un informe, confirmando que dicha rev.3 incorpora lo requerido en la evaluación, por lo que no se requieren actuaciones adicionales.

En marzo de 2020, ARBM ha informado sobre un hallazgo de evaluación detectado en el proceso, que, si bien no condiciona los resultados de la evaluación, puede dar lugar a un proceso coercitivo. El hallazgo consiste en un incumplimiento de la clasificación de zonas de residuos, de acuerdo con el PGRR vigente.

El informe de evaluación de ARBM incluye, adicionalmente, el texto modificado que ARBM propone para la ITC que en la RAEX sustituya a la actual ITC nº 4, asociada a la actual Condición 3.5 del anexo de límites y condiciones de la AE, por la que se establecen las condiciones en que una revisión del PGRR requiere apreciación favorable del CSN. Los cambios son fruto de la experiencia adquirida en la aplicación de la ITC. En la propuesta de Condicionado e ITC

asociados a la RAEX se incluirá este nuevo texto, junto con un epígrafe adicional propuesto por el área ARAA.

Informes de evaluación aplicables

- CSN/NET/ARBM/VA2/2004/596
- CSN/IEV/ARBM/VA2/2001/875
- CSN/PIA/ARBM/VA2/1803/06
- CSN/IEV/ARBM/VA2/2003/906

3.9 Hallazgos de evaluación: SÍ

El área ARBM ha identificado un hallazgo de evaluación, según se informa en el apartado 3.8.5.2.

3.10 Deficiencias de evaluación: NO.

3.11 Discrepancias respecto de lo solicitado: NO

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1. Aceptación de lo solicitado: SI

Se propone informar favorablemente la renovación de la Autorización de Explotación solicitada 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 propuesta PC-06, rev. 3, de Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado (PGRR) asociado a la operación a largo plazo, que constituirá la revisión 5 del PGRR, debiendo incluir dicha revisión los cambios que se indican en la propuesta de escrito al MITERD, incluido en el Anexo IV.

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/VA2/20/03 y CSN/ITC/SG/VA20/20/04) 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/VA2/20/05. 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.
- CSN/ITC/SG/VA2/20/06. Asociada a la condición nº 8 de la Autorización de Explotación, relativa a la protección contra inundaciones internas y aspersión. Define las acciones para llevar a cabo la revisión de los análisis deterministas de inundaciones internas y aspersión, así como los cambios asociados al Estudio de Seguridad (ES) y al Manual de Protección contra inundaciones.
- CSN/ITC/SG/VA2/20/07. Asociada 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 integrado de estado de componentes y estructuras, el Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE) y las modificaciones al ES y a las ETF relacionadas con la gestión del envejecimiento y la OLP.

4.3. Compromisos del titular: SI

Con fecha 6 de marzo de 2020 el titular ha remitido al CSN la carta de referencia CNV-L-CSN-7008, mediante la que adjunta el detalle de los compromisos adquiridos, 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. El 13 de mayo de 2020, mediante carta de referencia CNV-L-CSN-7056, el titular ha enviado una fe de erratas para corregir algunos errores detectados en la carta de referencia CNV-L-CSN-7008, todos ellos sin impacto técnico.

La lista de compromisos, comentarios y normas para su adopción como base de licencia transmitida mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-7008 constituye una revisión de la enviada por el titular previamente en enero de 2020 (carta de referencia CNV-L-CSN-6976), a la que sustituye y anula.

4.4. Recomendaciones del CSN: NO

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

ANEXO II. Carta al titular de CN Vandellós II 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 Vandellós II.

ANEXO IV. Escrito al Ministerio de la Transición Ecológica y Reto Demográfico sobre la aprobación de la propuesta PC-06 rev. 3 de Plan de Gestión de Residuos y Combustible Gastado (PGRR), asociado a la operación a largo plazo.

SUPLEMENTO 1. Estado de cumplimiento de las Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la concesión del Permiso de Explotación vigente.

ANEXO I

**ESCRITO AL MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y RETO DEMOGRÁFICO SOBRE
LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN Y LÍMITES Y CONDICIONES**

Copia Documento Electrónico del CSN Ref: CSN/PDT/CINU/VA2/2002/374.1
Original disponible en <http://intranet/firmadigital/index.htm?Localizador=73665-F6325-55773-17217>

ASUNTO: INFORME FAVORABLE SOBRE LA RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE VANDELLÓS II

Con fecha 9 de abril de 2019, nº de registro 5900, procedente del Ministerio para la Transición Ecológica, se recibió en el CSN petición de informe sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Vandellós II a la que se refiere el capítulo IV del Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, y en cumplimiento de la disposición Primera de la Orden Ministerial Orden ETU/530/2017, de 5 de junio, que modifica el apartado Dos de la Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación a la CN Vandellós II. La solicitud se realiza por un plazo de diez años, a contar una vez expire el plazo conferido en la anterior renovación.

Dicha solicitud se presenta de acuerdo con el protocolo firmado el 12 de marzo de 2019 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), que fue remitido por el Gobierno de España a la Unión Europea el 22 de febrero de 2019.

En virtud de lo previsto en el apartado d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, el CSN ha realizado un seguimiento y supervisión continuos de la explotación de la mencionada central durante el período de vigencia de la autorización actual y del cumplimiento de las condiciones aplicables sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Asimismo, el CSN ha evaluado la documentación presentada por el titular en cumplimiento de la disposición Primera de la Orden Ministerial ETU/530/2017, de 5 de junio, entre la que se encuentra la Revisión Periódica de la Seguridad correspondiente a los años comprendidos entre el 1 de enero de 2009 hasta el 30 de junio de 2018, así como otra documentación asociada a la Autorización de Explotación y a la Operación a Largo Plazo.

El Pleno de Consejo, en su reunión del 3, 5, 8, 10, 17 y 19 de junio de 2020, ha estudiado la solicitud del titular de la central nuclear de Vandellós II, así como los informes que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y en su reunión de 23 de junio de 2020 ha acordado informar favorablemente la citada solicitud de renovación de la autorización de explotación, siempre que la explotación se ajuste a los límites y condiciones que se recogen en el Anexo. Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y se remite a ese Ministerio a los efectos oportunos.

Madrid, a xx de xxx de 2020

EL PRESIDENTE

Josep María Serena i Sender

SRA. MINISTRA PARA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO
MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO. MADRID

ANEXO**LÍMITES Y CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA ASOCIADOS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE VANDELLÓS II**

1. A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de esta autorización y explotador responsable de la central nuclear Vandellós II, a ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ-VANDELLÓS II, A.I.E.
2. La presente autorización de explotación faculta al titular, hasta el 26 de julio de 2030, para:
 - 2.1. Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidas en el Estudio de Seguridad de la Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociadas a las Autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.
 - 2.2. Operar la central hasta la potencia térmica de 2.940,6 MWt.
 - 2.3. Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación.
3. La autorización se concede en base a los siguientes documentos:
 - a) Estudio de Seguridad, Rev. 37.
 - b) Reglamento de Funcionamiento, Rev. 28.
 - c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Rev. 95.
 - d) Plan de Emergencia Interior, Rev. 34.
 - e) Manual de Garantía de Calidad, Rev. 8.
 - f) Manual de Protección Radiológica, Rev. 19.
 - g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, Rev. 5.

La explotación de la central se realizará de acuerdo con los anteriores documentos, en la revisión vigente, siguiendo el proceso de actualización que se indica a continuación.

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de estos documentos, informando a la Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

- 3.1. Las modificaciones o cambios posteriores de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.
- 3.2. Seis meses después del arranque, tras cada parada de recarga de combustible, el titular realizará una revisión del Estudio de Seguridad que incorpore las modificaciones incluidas en la central desde el comienzo del ciclo anterior hasta el final de dicha recarga, que no hayan requerido autorización, según lo establecido en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 y los nuevos análisis de seguridad realizados. Esta nueva revisión será remitida en el mes siguiente de su

entrada en vigor a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear.

Las revisiones del Estudio de Seguridad correspondientes a las modificaciones que requieren autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas de acuerdo con la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21, deberán ser autorizadas simultáneamente con las modificaciones.

- 3.3. Las modificaciones al Reglamento de Funcionamiento pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, siempre que no supongan una reducción de los requisitos incluidos en la revisión vigente en relación con las funciones y responsabilidades sobre seguridad nuclear y protección radiológica que tiene asignadas la organización de explotación de la central, los programas de formación y reentrenamiento del personal o los informes, libros o registros previstos en él, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En caso contrario deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Reglamento de Funcionamiento deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

- 3.4. Las modificaciones al Plan de Emergencia Interior pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, siempre que no supongan una reducción de los requisitos incluidos en la revisión vigente, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En caso contrario el Plan de Emergencia Interior deberá ser aprobado por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe favorable del CSN, antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Plan de Emergencia Interior deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de diez días desde su entrada en vigor.

- 3.5. Las modificaciones del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan dichos compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

- 3.6 Las modificaciones del Manual de Protección Radiológica pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que afecten a normas o criterios básicos de protección radiológica, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Manual de Protección Radiológica deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

- 3.7 Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en los casos en que se especifique lo contrario en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

4. En el primer trimestre de cada año natural, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear informes sobre los siguientes aspectos, con el alcance y contenido que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

- 4.1 Experiencia operativa propia y ajena aplicable a la central, con los análisis emitidos y las acciones adoptadas para prevenir sucesos similares y mejorar el comportamiento de la central.
- 4.2 Nueva normativa aplicable a la central, con los análisis de las normas emitidas, el posicionamiento de la central respecto de su cumplimiento y las acciones adoptadas.
- 4.3 Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información a incluir será la especificada en el apartado 6.10 del Reglamento de Funcionamiento en vigor.
- 4.4 Resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, incluyendo un análisis de las tendencias de las dosis individuales y colectivas recibidas por el personal durante el año anterior.
- 4.5 Actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado que incluya las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, residuos de baja y media actividad, y residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.
- 4.6 Actividades del programa de formación y entrenamiento de todo el personal de la central, cuyo trabajo puede impactar en la seguridad nuclear o la protección radiológica.

5. La salida de bultos de residuos radiactivos y materiales fisionables fuera del emplazamiento de la central, deberá comunicarse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, siete días de antelación a la fecha de salida. La salida de otros bultos radiactivos se comunicará en el plazo de 24 horas, desde la decisión del transporte y en cualquier caso con anterioridad a la realización del mismo. La salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento de la central quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente.

Adicionalmente, cuando el titular sea responsable de los transportes de material fisionable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización de expedición de acuerdo a la reglamentación vigente sobre transporte de mercancías peligrosas, se deberá comunicar la previsión de dichos transportes a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con tres meses de antelación a la fecha programada.

6. Si durante el período de vigencia de esta autorización el titular decidiese el cese de la explotación de la central, lo comunicará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con al menos un año de antelación a la fecha prevista, salvo que tal cese se deba a causas imprevistas o a resolución del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico. El titular deberá justificar la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación a que deben ajustarse las operaciones a realizar en la instalación desde el cese de la explotación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.
7. En relación con la Revisión Periódica de la Seguridad y el resto de la documentación presentada junto con la solicitud objeto de la presente autorización, el titular deberá:
 - 7.1. Llevar a cabo las propuestas de actuación derivadas de la Revisión Periódica de la Seguridad, así como todas las actuaciones incluidas en los anexos de la carta de compromisos con referencia CNV-L-CSN-7008 "C.N.Vandellòs II: Compromisos derivados de la evaluación del CSN de la RPS y resto de documentación asociada a la renovación de Autorización de Explotación". Revisión 1, remitida al CSN el 6 de marzo de 2020, con fe de erratas remitida mediante carta de referencia CNV-L-CSN-7056, de 13 de mayo de 2020, en los plazos propuestos, modificadas, en su caso, por las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.
 - 7.2. Mantener los programas de mejora de la seguridad de la central, modificados, en su caso, por las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.
 - 7.3. Llevar a cabo las acciones adicionales requeridas en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto
8. En lo relativo a riesgos internos y, en concreto, a la protección contra inundaciones internas y aspersión, el titular llevará a cabo la revisión de los análisis deterministas de inundaciones internas y aspersión, así como los cambios al Estudio de Seguridad (ES) y al Manual de

protección contra inundaciones (MPCINU), requeridos en la instrucción técnica complementaria que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

9. En relación con la gestión del envejecimiento y la Operación a Largo Plazo (OLP), el titular deberá realizar las actuaciones y cumplir los requisitos que se incluyen en la instrucción técnica complementaria que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.
10. En caso de que el titular vaya a presentar una nueva solicitud de autorización al Ministerio para la Transición Ecológica y del Reto Demográfico, esta se presentará antes del 31 de marzo de 2029 acompañada de la siguiente documentación:
 - a) las últimas revisiones de los documentos a que se refiere la condición 3.
 - 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 Consejo de Seguridad Nuclear «Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares».
 - c) una revisión del Análisis Probabilista de Seguridad.
 - d) La siguiente documentación relativa a la operación a largo plazo.
 1. Una actualización del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) de acuerdo con el apartado 5.3 de la Instrucción del Consejo IS-22.
 2. Una propuesta de revisión del Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado.

ANEXO II

**CARTA AL TITULAR DE CN VANDELLÓS II CON LA INSTRUCCIONES TÉCNICAS
COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LAS CONDICIONES DE LA NUEVA AUTORIZACIÓN DE
EXPLOTACIÓN**

Madrid, xx de xxx de 2020

ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ – VANDELLÓS II, AIE

Apartado de Correos nº 48

43890-L'HOSPITALET DE L'INFANT (TARRAGONA)

A la Atn. D. José A. Gago Badenas

Director General

ASUNTO: INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE CN VANDELLÓS II

El titular de CN Vandellós II solicitó, el 26 de marzo de 2019, ante el Ministerio para Transición Ecológica, la renovación de la autorización de explotación de la central por un plazo de diez años, apoyando su solicitud en base a la situación actual de la central desde el punto de vista de seguridad y a las propuestas de mejora que se detallan en la Revisión Periódica de la Seguridad presentada en cumplimiento con la condición 2 de la Orden Ministerial ETU/530/2017, de 5 de junio, que modifica el apartado Dos de la Orden TC/2149/2010, de 21 de julio, mediante la cual se concedió la autorización de explotación en vigor.

El Pleno de Consejo, en sus reuniones de 3, 5, 8, 10, 17 y 19 de junio de 2020, estudió la solicitud, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, elaboró la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y en su reunión de 23 de junio de 2020 acordó informarla favorablemente en base a lo previsto en el artículo 2.b) de la Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Así mismo, acordó establecer a CN Vandellós II las Instrucciones Técnicas Complementarias que se adjuntan.

Las citadas Instrucciones Técnicas Complementarias son de obligado cumplimiento, quedando sometidas, en caso de ser aplicable, a lo dispuesto en el Capítulo XIV de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear.

Contra este Acuerdo, que pone fin a la vía administrativa, se podrá interponer recurso potestativo de reposición, ante el órgano que lo dicta, en el plazo de un mes desde su notificación, conforme a lo dispuesto en los artículos 123 y 124 de la Ley 39/2015, de 1 de octubre, del Procedimiento Administrativo Común de las Administraciones Públicas, o impugnarlo directamente, mediante recurso Contencioso-Administrativo, en el plazo de dos meses desde su notificación, ante la Sala de lo Contencioso-Administrativo de la Audiencia Nacional, conforme a lo previsto en la disposición adicional cuarta de la Ley 29/1998, de 13 de julio, reguladora de la jurisdicción Contencioso-administrativa.

Madrid, _ de ____ de 2020

EL SECRETARIO GENERAL

Manuel Rodríguez Martí

C.c.: DSN, DPR, SCN, SIN, STN, SRO, SRA, SPE, CINU, JPVA2

CSN/ITC/SG/VA2/20/03 INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA ASOCIADA A LA CONDICIÓN 3 DEL ANEXO DE LÍMITES Y CONDICIONES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN

1. Todas las revisiones de los documentos referenciados en la autorización de explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y sus solicitudes de autorización se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios.

En el caso del Reglamento de Funcionamiento y del Plan de Emergencia Interior, las revisiones que incluyan cambios en la organización de explotación o en la organización de respuesta a emergencia, según corresponda, se acompañarán de un documento sobre gestión del cambio con el siguiente contenido: análisis de los cambios organizativos, identificación de los documentos afectados y programa para su actualización, formación requerida por las personas afectadas por los cambios y los planes para su obtención, análisis del impacto de los cambios sobre la capacidad técnica de la organización y descripción del proceso y programa de implantación de los cambios.

2. En relación con la condición 3.3, los cambios en el Reglamento de Funcionamiento relacionados con los aspectos que se indican a continuación, suponen reducción de requisitos, a efectos de requerir aprobación por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor:
 - a) Modificación de la estructura organizativa que afecte a las dependencias jerárquicas o funcionales requeridas en la normativa para unidades que tienen asignadas funciones o responsabilidades en áreas específicas.
 - b) Modificación de las funciones o responsabilidades asignadas a la organización de explotación cuando tenga implicaciones en la seguridad nuclear o la protección radiológica en operación normal o en caso de emergencia.
 - c) Modificación de la composición o funciones del Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC) o Comité de Seguridad del Explotador (CSNE).
 - d) Modificación de los programas de formación y reentrenamiento del personal con licencia o del personal con funciones en la organización de respuesta del titular en caso de emergencia, cuando tengan impacto en la cualificación específica requerida para este personal.
 - e) Modificación de la relación de informes o notificaciones a remitir a la administración o de libros o registros que documentan la ejecución de actividades relacionadas con la seguridad y la protección radiológica de la central o del contenido establecido para esos documentos.
3. En relación con la condición 3.4, los cambios del Plan de Emergencia Interior relacionados con los aspectos que se indican a continuación, deberán ser autorizados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor:

- a) Cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación o de guías o instrucciones en materia de gestión de emergencias.
 - b) Cambios en la redacción del texto de sucesos iniciadores.
 - c) Modificaciones en los criterios de clasificación de las categorías de emergencia y de su declaración.
 - d) Modificaciones en los criterios y contenido de las notificaciones a las autoridades.
 - e) Cambios en la organización de respuesta del titular y en las dependencias orgánicas de sus puestos.
 - f) Cambios en las instalaciones y en la dotación de medios humanos y/o materiales de la organización de respuesta, y equipos de emergencia.
 - g) Cambios en las acciones y medidas de respuesta ante emergencias.
 - h) Cambios en las funciones de Apoyo Exterior ante emergencias.
 - i) Cambios en los mecanismos de mantenimiento del plan, entre otros aquellos que afecten al coordinador del PEI o al Plan de Formación y entrenamiento del personal.
4. En relación con la condición 3.5, los cambios del Manual de Garantía de Calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:
- a) Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.
 - b) Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados por el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico como consecuencia de un Dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.
 - c) Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.
 - d) Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones.
5. En relación con la condición 3.6, los cambios al Manual de Protección Radiológica relacionados con los aspectos que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:
- a) Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.
 - b) Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.

- c) Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada.
 - d) Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.
 - e) Aspectos de organización relacionados con la dependencia funcional del Jefe de Servicio de Protección Radiológica de la Dirección de la instalación.
6. En relación con la condición 3.7, las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRR y CG) requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:
- a) 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.
 - b) 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)*.
 - c) 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.
 - d) 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.

El Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberá ser revisado por el titular en las siguientes circunstancias:

- a) 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 PGRR y GC.
- b) Cuando se prevea que determinadas cantidades o la totalidad de un tipo de residuo incluido en la revisión vigente del PGRR y CG, vaya a ser transferido a otra entidad para su tratamiento fuera de la instalación mediante el establecimiento de un nuevo acuerdo contractual.
- c) Cuando un tipo de residuo que se encuentra en un nivel de 2 de gestión, de acuerdo con la revisión en vigor del PGRR y GC, pase a encontrarse en un nivel 3 de gestión.
- d) Cuando se produzca la evolución definitiva de una *Zona de Residuos Convencionales (ZRC)* a una *Zona de Residuos Radiactivos (ZRR)*.

CSN/ITC/SG/VA2/20/04 INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA ASOCIADA A LA CONDICIÓN 4 DEL ANEXO DE LÍMITES Y CONDICIONES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN

1. En relación con la Condición 4.1, el informe anual de experiencia operativa propia y ajena deberá:

1.1. Incluir el análisis de las siguientes experiencias operativas:

- a. Sucesos notificados por la central.
- b. Sucesos notificados e informes requeridos por el Plan de Emergencia Interior relativos a la activación del mismo, emitidos por otras centrales nucleares españolas.
- c. Sucesos de los siguientes tipos:
 - Event Reports Level 1 y 2 de INPO que se reporten en la página web de WANO.
 - Notificaciones de defectos e incumplimientos de suministradores, en aplicación del 10CFR parte 21, remitidos a la US Nuclear Regulatory Commission (NRC) sobre componentes, equipos y servicios suministrados al explotador.
 - Recomendaciones escritas de los suministradores relativas a componentes, equipos y servicios de seguridad.
- d. Experiencias cuyo análisis haya sido requerido formalmente por el CSN.

1.2. Contener la siguiente información:

- a. Para cada experiencia operativa aplicable emitida en el año objeto del informe, así como aquellas correspondientes a años anteriores cuyo análisis quedó abierto en el informe anterior, se incluirá un análisis individualizado que contendrá: la referencia, revisión, fecha de emisión y título de la experiencia operativa; el estado del análisis (abierto o cerrado); un resumen de la experiencia operativa; el análisis de aplicabilidad a la central; y las acciones previstas o ejecutadas, indicando la fecha de cierre o, en su caso, de compromiso de cierre y la justificación razonada de los retrasos, si éstos se producen. En el caso de que las acciones consistan en la realización de estudios, se indicará el resultado de los mismos y las acciones que de ellos se deriven.
- b. Una tabla resumen de las experiencias operativas analizadas en el informe haciendo constar: la referencia, revisión, fecha de emisión y título de la experiencia operativa; identificación de la entrada de la experiencia operativa en el programa de acciones correctivas; el estado del análisis (no aplicable, abierto o cerrado); la tabla se ordenará por referencia, revisión y fecha de emisión. Cuando la experiencia se considere no aplicable, se indicará el criterio de exclusión.

A los efectos de esta Instrucción Técnica Complementaria, el análisis de una experiencia operativa se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones derivadas del análisis, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, incluidas las especificaciones técnicas de funcionamiento. Para el resto de los DOE, bastará su entrada en el proceso de gestión de cambios.

2. En relación con la Condición 4.2, el informe anual sobre nueva normativa deberá:

2.1. Incluir el análisis de las siguientes normas y documentos:

- a. Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica.
- b. Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear.
- c. Requisitos formulados por el organismo regulador del país de origen del proyecto, en particular:
 - Modificaciones de los apartados de la parte 50 y 100 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EE.UU. que forman parte de las bases de licencia de la central.
 - Modificaciones del apartado de la parte 72 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EE.UU.
 - Cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes.
 - Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes.
 - Órdenes genéricas de la NRC (global, suministrador, tecnología).
- d. Documentos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto y que no son emitidos con carácter de requisito:
 - Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC que forman parte de las bases de licencia de la central.
 - Otras guías reguladoras (RG) distintas de las anteriores, que el titular considere de especial interés la aplicación a su central, sin que formen parte de sus bases de licencia.
 - Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentren dentro de los siguientes objetivos:
 - Endosar posiciones de la industria.
 - Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC.
 - Documentos cuyo análisis sea requerido formalmente por el CSN.

2.2. Contener la siguiente información:

- a. Para cada norma o documento de los indicados en el punto 2.1 emitido en el año objeto del informe, así como aquellos correspondientes a años anteriores cuyo análisis quedó abierto en el informe anterior, se incluirá un análisis

individualizado que contendrá: la referencia, revisión, fecha de emisión y título de la norma o documento; identificación de la entrada de la norma o documento en el programa de acciones correctivas; el estado del análisis (abierto o cerrado); un resumen de la norma o documento; el análisis de aplicabilidad a la central; y las acciones previstas o ejecutadas, indicando la fecha de cierre o, en su caso, de compromiso de cierre y la justificación razonada de los retrasos si éstos se producen. En el caso de que las acciones propuestas consistan en la realización de estudios, se indicará el resultado de las mismas, y las acciones que de ellos se deriven. Para cada norma, se indicará explícitamente si se propone su incorporación a la base de licencia de la central, y en qué términos.

- b. Una tabla histórica de las normas y documentos analizados, haciendo constar su referencia, revisión, fecha de emisión, título y el estado del análisis (no aplicable, abierto o cerrado); la tabla se ordenará por referencia, revisión y fecha de emisión.
- c. Una tabla de las normas y documentos que el titular propone incorporar a la base de licencia, haciendo constar para cada uno su referencia, revisión, fecha de emisión, título y los comentarios que se consideren convenientes para especificar con qué alcance la norma se propone la incorporación a la base de licencia. La tabla se ordenará por referencia y revisión.

A los efectos de esta instrucción, el análisis de una norma o documento se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones derivadas del análisis, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, incluidas las especificaciones técnicas de funcionamiento. Para el resto de los DOE, bastará su entrada en el proceso de gestión de cambios.

- 3. En relación con la Condición 4.4, el informe anual sobre resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación contendrá:
 - a) Resumen de la dosimetría externa (oficial): Distribución de las dosis anuales de acuerdo al formato de la tabla adjunta, que se desglosará para personal de plantilla, de contrata y total.

Intervalo de dosis (mSv/a)	Número de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.)
Dosis < N.R. (*)		
N.R.< Dosis < 1 .00		
1.00 < Dosis < 2.00		
2.00 < Dosis < 3.00		
3.00 < Dosis < 4.00		
4.00 < Dosis < 5.00		
5.00 < Dosis < 6.00		
6.00 < Dosis < 10.0		
10.0 < Dosis < 20.0		
20.0 < Dosis < 50.0		
Dosis ≥ 50.00		
Total		
Total (dosis < 20 mSv/a)		
Total (dosis < 50 mSv/a)		
Total (dosis > N.R.)		

(*) Nivel de registro. El nivel de registro establecido para la dosimetría de termoluminiscencia es 0,1 mSv/mes. Los valores inferiores a dicho nivel de registro se computarán como cero a efectos de contabilización de dosis.

- b) Resumen de la dosimetría interna: Resultados obtenidos en el programa de vigilancia mediante medida directa de la radiactividad corporal:

Número total de controles realizados.

Número total de trabajadores controlados.

Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de registro.

Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de investigación.

- c) Análisis de las tendencias en los últimos cinco años de explotación de los indicadores que se relacionan a continuación. En dicho análisis se incluirá además de los datos solicitados, la información adicional que resulte pertinente (hechos destacables, circunstancias de explotación, etc.) para interpretar dichas tendencias:

- 1) Dosis colectiva anual.
- 2) Dosis colectiva anual por producción de energía (mSv.p/MWh).
- 3) Dosis colectiva (dosimetría operacional) en la parada de recarga.
- 4) Número de trabajadores de contrata en la parada de recarga (y porcentaje que representa sobre el total de trabajadores).
- 5) Horas x hombre empleadas en la parada de recarga.
- 6) Dosis colectiva por hora x persona en la parada de recarga.

- 7) Tasas de dosis en las localizaciones de las tablas 3.B (PWR) de la Guía de Seguridad GS 1.5 del CSN. "Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera".
- d) Los datos correspondientes a los apartados a, b, c1 y c2 anteriores deberán remitirse al CSN no más tarde del 20 de febrero de cada año natural, para facilitar la preparación del Informe Anual del CSN al Congreso y al Senado.
4. En relación con la Condición 4.5, el contenido del informe anual sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, deberá ajustarse a lo indicado en el apartado 6 de la Guía de Seguridad 9.3 del CSN.
5. En relación con la condición 4.6, el informe anual sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal, contendrá tres apartados: el primero sobre el programa de formación y entrenamiento continuo a impartir durante el año en curso a personal con licencia de operación (operadores y supervisores); el segundo indicando la formación efectiva que durante el año anterior ha realizado el personal con licencia de operación; y el tercero para recoger la formación impartida al personal sin licencia que trabaje para la central y cuyas funciones estén relacionadas con la operación segura de la planta.

CSN/ITC/SG/VA2/20/05 INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA ASOCIADA A LA CONDICIÓN 7 DEL ANEXO DE LÍMITES Y CONDICIONES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN

El titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones:

1. En relación con los compromisos y un comentario del titular recogidos en la carta de referencia CNV-L-CSN-7008 "C.N.Vandellòs II: Compromisos derivados de la evaluación del CSN de la RPS y resto de documentación asociada a la renovación de Autorización de Explotación. Revisión 1", remitida al CSN el 6 de marzo de 2020, y fe de erratas remitida mediante carta de referencia CNV-L-CSN-7056, de 13 de mayo de 2020, el titular deberá cumplir lo siguiente, complementando las acciones o modificando los plazos propuestos, en su caso:

- 1.1. En relación con el sumidero final de calor (UHS):

- 1.1.1. Comentario 1.6 del Anexo II de la carta CNV-L-7008:

Implantar un control procedimental de fugas del sumidero final de calor (UHS) en el sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ) y en la balsa del sistema EJ, de manera que:

- Se estimen las fugas en condiciones normales existentes en el sistema EJ y en la balsa del sistema EJ con el fin de demostrar cuantitativamente que son valores suficientemente pequeños en comparación con el margen de volumen existente en la balsa del sistema EJ según el análisis de accidentes.
- Se establezca un límite de fugas del sistema EJ y de la balsa del sistema EJ.
- Se establezca una metodología de vigilancia de fugas en el sistema EJ y en la balsa del sistema EJ para garantizar que se cumple el límite establecido.

Plazo: 1 año después de la renovación de la autorización de explotación

- 1.1.2. Compromisos CNVII 01.11 y CNVII 01.47:

Incorporar la USNRC RG 1.27 *Ultimate heat sink for nuclear power plants* rev.3 como base de licencia.

Plazo: 31 de julio de 2021

- 1.1.3. Compromiso CNVII 01.09:

Realizar cada cinco años un análisis detallado de la capacidad efectiva del sumidero final de calor (UHS) y sus márgenes, para la situación accidental más desfavorable postulada en las base de diseño, seleccionando los periodos meteorológicos más adversos según los registros reales de datos en el emplazamiento, y, aplicando la USNRC 1.27 *Ultimate heat sink for nuclear power plants* rev.3, estimar el impacto en la capacidad del UHS de posibles cambios futuros desfavorables en los parámetros meteorológicos de control.

Plazo: El primer análisis se realizará antes del 31 de diciembre de 2025

1.2. En relación con la vigilancia meteorológica:

1.2.1. Compromiso CNVII 01.14:

Documentar en el Estudio de Seguridad (ES) el cumplimiento de la USNRC RG 1.23 *Meteorological monitoring programs for nuclear power plants* rev.1 como base de licencia aplicable a la instrumentación meteorológica, considerando la torre MARÍA en lo relativo a las posiciones reguladoras C.7 y C.8 de la misma y el resto de posiciones de forma adaptada a las funciones de la torre MARÍA como parte del sistema de instrumentación meteorológica (C.2.2 como método alternativo para estabilidad atmosférica, C2.3, C.2.4, C.3, C.4 y C.5).

Plazo: primera revisión preceptiva del ES tras la renovación de la autorización de explotación

1.2.2. Compromiso CNVII 01.57:

Analizar la aplicabilidad de la norma ANSI/ANSI 3.11-2015 *Determining meteorological information at nuclear facilities* y valorar su adopción como base de licencia.

Plazo: 30 de junio de 2021

1.3. Compromiso CNVII 01.19:

Incorporar la USNRC RG 1.54 *Service level I, II and III protective coatings applied to nuclear power plants* rev.3 como base de licencia para futuras modificaciones, prácticas de mantenimiento y prácticas de inspección.

Plazo: 6 meses después de la renovación de la autorización de explotación

1.4. Compromiso CNVII 01.20:

Incorporar la USNRC RG 1.71 *Welder qualification for areas of limited accessibility* rev.1 como base de licencia para futuras modificaciones y procesos de cualificación de soldadores.

Plazo: 31 de agosto de 2021

1.5. Compromiso CNVII 01.30:

Ampliar el alcance de la prueba de inyección de seguridad (IS) seguida pérdida de potencia exterior (PPE) a la demostración real de conexión y toma de carga, en lugar de realizar únicamente la prueba de comprobación de la lógica de actuación.

Plazo: 6 meses después de la renovación de la autorización de explotación

1.6. Compromisos CNVII 01.45 y CNVII 06.05:

Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/06-010/002-A001 *Implantar disparo automático de las bombas de refrigerante del reactor (BRR) por pérdida del sistema EG*, para adelantarlo a la 25ª parada de recarga de combustible (VR25, otoño de 2022).

Plazo: 31 de enero de 2021 para modificar el plazo en la revisión 1 de la RPS.

El plazo para implantar la modificación de diseño es hasta el final de la parada de recarga de combustible VR25.

1.7. Compromiso CNVII 01.48:

- a. Incorporar la RG 1.45, rev. 1 *Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage*, como base de licencia.

Para cumplir la posición 3.2.ii de esta RG, el titular debe identificar los sistemas no contemplados en las ETF utilizados para la monitorización y detección de fugas y, para estos sistemas, establecer, en documentos de planta configurados, los tiempos fuera de servicio, con el fin de asegurar que la fuga es monitorizada durante todas las fases de la operación de la central. El titular deberá informar al CSN sobre la forma en que se ha implantado.

Plazo: 1 año tras la renovación de la autorización de explotación

- b. Mantener la RG 1.45, rev. 0 como base de licencia de CN Vandellós II, junto con la revisión 1, de manera que prevalezca la posición reguladora más conservadora en cada caso.

Plazo: 1 año tras la renovación de la autorización de explotación

1.8. Compromiso CNVII 01.50:

Incorporar la USNRC RG 1.141 *Containment isolation provisions for fluid systems* rev.1 completa como base de licencia para modificaciones futuras.

Plazo: 6 meses después de la renovación de la autorización de explotación

1.9. En relación con la guía reguladora USNRC RG 1.149 *Nuclear power plant simulation facilities for use in operator training and license examinations*:

1.9.1. Compromiso 01.51:

Incorporar la USNRC RG 1.149 *Nuclear power plant simulation facilities for use in operator training and license examinations* rev.4 como base de licencia.

La validación de escenarios de formación del personal con licencia se realizará de la forma desarrollada en la RG 1.149 revisión 4. No obstante, el titular 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.

Plazo: 31 de enero de 2023

1.9.2. Compromiso CNVII 01.58:

Modificar en la revisión 1 de la RPS el plazo de implantación de las siguientes acciones que forman parte de la línea de actuación L10.f del programa de la RPS, en base a la gestión sectorial de adaptación de las prácticas de simulador a la USNRC RG 1.149 rev.4:

- PDM/4.12-024/001-A001 *Preparar y desarrollar escenarios estándares basados en la metodología NEI 09-09 rev.1 para los escenarios de reentrenamiento. RG 1.149 rev.4.*
- PDM/4.12-024/001-A002 *Analizar la aplicabilidad de la RG 1.149 rev.4 relativo a la gestión de la reactividad y a las pruebas post-eventos.*
- PDM/4.12-024/001-A003 *Establecer la sistemática de realización y validación de escenarios piloto de las sesiones de reentrenamiento en el simulador. RG 1.149 rev.4.*
- PDM/4.12-024/001-A004 *Realizar una nueva revisión del procedimiento CCS-14 para incluir la aplicación de RG 1.149 rev.4 en su totalidad.*

Plazo: 31 de enero de 2021

1.10. Compromiso CNVII 01.52:

Incorporar la norma ASME N511-2007 *In-service testing of nuclear air- treatment, heating, ventilating and air-conditioning systems* como base de licencia. Será aplicable a todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad (RS) y a los sistemas de evacuación de aire del condensador (CG) y de purificación y purga del edificio de contención (GT), según el alcance definido en la carta de referencia CNV-L-CSN-6866.

En el plazo de tres años a partir de la remisión del programa de pruebas al CSN se habrán realizado las pruebas incluidas en la norma al menos una vez.

El programa de pruebas incluirá las posibles excepciones a este requisito.

La implantación de esta acción se realizará en dos etapas:

1. Envío al CSN de la planificación de la implantación de las pruebas y las posibles excepciones al estándar, debidamente justificadas.
2. Implantación, con todas las pruebas realizadas al menos una vez.

Plazos: 1 de julio de 2021 para la etapa 1;

1 de julio de 2024 para la etapa 2

1.11. Compromiso CNVII 10.10:

- a. Realizar al CSN una propuesta de estructura para incluir un nuevo capítulo en el Estudio de Seguridad sobre organización y factores humanos.

Plazo: 31 de diciembre de 2021

- b. Incorporar el nuevo capítulo al Estudio de Seguridad.

Plazo: 30 de abril de 2022

1.12. En relación con la implantación y revisión de guías y procedimientos de operación en escenarios de accidente:

1.12.1. Compromiso CNVII 11.04:

Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/4.05-019/001-A001 de revisión de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) para su adaptación a las *Severe Accident Management Guidelines* (SAMG) de 2016, a 31.12.21 .

Plazo: 31 de enero de 2021 para actualizar el plazo en la revisión 1 de la RPS;
31 de diciembre de 2021 para realizar la acción

1.12.2. Compromiso CNVII 11.05:

Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/4.13-004/003-A001 de edición de la guía de operación ARG-4 (*Station Blackout*, SBO, en parada) a 31.12.21.

Plazo: 31 de enero de 2021 para actualizar el plazo en la revisión 1 de la RPS.
31 de diciembre de 2021 para realizar la acción

1.12.3. Compromiso CNVII 11.06:

Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/4.13-004/003-A002 para la adaptación de los procedimientos de CN Vandellós II al proyecto del grupo de propietarios PWROG *Shutdown ERG*, de procedimientos de operación en parada 2016, a dos años tras el cierre del proyecto por parte del PWROG

Plazo: 31 de enero de 2021 para actualizar el plazo en la revisión 1 de la RPS.

Para realizar la acción, dos años tras el cierre del proyecto por parte del PWROG

1.12.4. Compromiso CNVII 11.07:

Modificar el plazo de implantación de la acción PDM/4.07-008/008-A001 para incorporar las *Flex Support Guidelines* (FSG) a la central, a 31.12.21.

Plazo: 31 de enero de 2021 para actualizar el plazo en la revisión 1 de la RPS,
31 de diciembre de 2021 para realizar la acción

1.13. Compromiso CNVII 12.04:

Valorar la utilización de los resultados de los análisis realizados para implantar mejoras en relación con la indicación local de posición de válvulas manuales (compromiso 12.03) como material formativo para el colectivo aplicable del personal de planta.

Valorar la ampliación del análisis a otro tipo de válvulas que puedan requerir actuación o verificación local.

Establecer e implantar un programa para la instalación de indicación local de posición en válvulas importantes para la seguridad que requieran actuación o verificación local, identificadas a partir de los análisis.

Plazo de implantación del programa: 31 de diciembre de 2023

2. Acciones adicionales a realizar por el titular, derivadas de la evaluación de la RPS.

2.1 Tomar como normativa de referencia la USNRC RG 1.21 *Measuring evaluating and reporting radioactive material in liquid and gaseous effluents and solid waste* rev.2 y la normativa referenciada en dicha guía, para nuevas modificaciones de diseño relacionadas con tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos.

Plazo: un mes a partir de la fecha de renovación de la autorización de explotación

2.2 En relación con la operación “a medio lazo”:

2.2.1. Elaborar un procedimiento de operación específico optimizado para el caso de pérdida del tren A del Sistema de evacuación del calor residual (RHR) durante la maniobra de desgasificación del sistema de refrigeración del reactor (RCS).

Plazo: antes del inicio de la 24ª parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021).

2.2.2. Analizar la posibilidad de incluir una sección específica en el procedimiento de operación POF-001, aplicable a la operación “a medio lazo”.

Plazo: antes del inicio de la 24ª parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021).

2.2.3. Implantar las mejoras en procedimientos y formación del personal derivadas de las acciones 2.2.1 y 2.2.2.

Plazo: antes del inicio de la 24ª parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021).

2.3 En relación con la instrumentación de medida de presión del Sistema de refrigeración del reactor (RCS):

2.3.1 Implantar un nuevo instrumento de medida de presión del Sistema de refrigeración del reactor (RCS) con las siguientes características:

- Rango de medida adecuado al rango de presiones del RCS durante la maniobra de arranque de las bombas de refrigeración del reactor (BRR) con el RCS “sólido”
- Incertidumbre suficientemente baja, de modo que se logre disminuir significativamente el riesgo de apertura de las válvulas de alivio del Sistema de evacuación del calor residual (RHR).
- La ubicación del nuevo instrumento y de su punto de lectura debe ser tal que permita una lectura de la presión del RCS representativa de la realidad y accesible al personal de sala de control.

Plazo: 24ª parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021)

- 2.3.2 Modificar el procedimiento de operación aplicable al arranque de las bombas de refrigeración del reactor, BRR (POS-BB1), teniendo en cuenta la implantación del instrumento requerido en la acción 2.3.1, de manera que proporcione instrucciones sobre la instrumentación adecuada para realizar el seguimiento de la presión del Sistema de refrigeración del reactor (RCS) durante la maniobra de arranque, actualizando los criterios que permitan gestionar de modo seguro las posibles diferencias entre las indicaciones de los diferentes instrumentos.

Plazo: 24ª parada de recarga de combustible (VR24, primavera 2021).

- 2.4 Remitir anualmente al CSN la actualización del Plan de Actuación quinquenal de ANAV, incluyendo la información relevante para mantener y mejorar la seguridad en cuanto a planes de recursos humanos, materiales y económicos.

Plazo: A partir del año 2020

- 2.5 Asegurar la independencia necesaria para priorizar la seguridad, mediante la estructura organizativa y las funciones asignadas, entre las unidades organizativas de Seguridad y Licenciamiento

Plazo: 31 de diciembre de 2021

- 2.6 En relación con el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA):

- 2.6.1 Incluir en la revisión 1 de la RPS un análisis de los datos del Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) para muestras de suelo (S) y de organismo indicador (POS) que tenga en cuenta de forma independiente los resultados de cada estación de muestreo con sus correspondientes incertidumbres y límites inferiores de detección (LID), así como la posible relación con la emisión de efluentes, y que incorpore un estudio estadístico de los datos obtenidos, comparándolos con los de periodos anteriores. Esta revisión debe ser similar, y dar continuidad, a la realizada en el documento correspondiente al periodo de la anterior RPS, al menos para los dos tipos de muestras mencionados (II RPS, rev.1, enero 2011, apartado 3.2.3.2.2)

Plazo: 31 de enero de 2021

- 2.6.2 Incluir en la revisión 1 de la RPS una acción de mejora para establecer en el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) una vigilancia periódica de la zona del barranco de Malaset, con motivo "E" (vigilancias especiales), con el objetivo de verificar que las concentraciones de Co-60 en la zona no presentan una tendencia ascendente. Teniendo en cuenta la dificultad para la toma de muestras en la zona y que ésta se encuentra bajo control del explotador, se considera suficiente establecer un muestreo bienal.

Plazo: 31 de enero de 2021

- 2.6.3 Realizar un análisis, utilizando los valores de actividad de tritio obtenidos en medidas puntuales de las estaciones 4 (*Emplazamiento*) y 5 (*Cala Ronyosa*), para verificar si se puede establecer una relación entre las medidas de actividad de tritio en efluentes y el Plan de vigilancia radiológica ambiental (PVRA), más significativa que la obtenida en el análisis realizado en el periodo RPS anterior (II RPS, rev.1, enero 2011), al comparar los mismos datos de efluentes con medidas del PVRA en muestras trimestrales acumuladas.

Plazo: 31 de enero de 2021

3. 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 septiembre de 2021

4. Remitir al CSN una revisión 1 de la Revisión Periódica de la Seguridad, presentada con la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación, incorporando las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN que se detallan en la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/20/18.

Plazo: 31 de enero de 2021

5. Informar al Consejo de Seguridad Nuclear con periodicidad trimestral del estado de cumplimiento de los compromisos adquiridos en la carta de referencia CNV-L-CSN-7008 y fe de erratas de la carta de referencia CNV-L-CNV-7056, hasta la finalización de los mismos.

Plazo: 15 de octubre de 2020, para el envío del primer informe

6. El titular deberá informar al Consejo de Seguridad Nuclear de la finalización de las acciones para dar cumplimiento a cada uno de los requisitos establecidos en la presente instrucción técnica complementaria.

CSN/ITC/SG/VA2/20/06 INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA ASOCIADA A LA CONDICIÓN 8 DEL ANEXO DE LÍMITES Y CONDICIONES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN

En relación con la condición 8, relativa a los riesgos internos por inundación y aspersión, el titular deberá:

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, todas ellas en su versión 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 plazo de realización de dichas acciones.

El análisis determinista de aspersiones (o rociado) formará parte del análisis de adaptación anterior.

Plazo para realización del análisis: 30 de junio de 2021

Plazo para la implantación de las acciones derivadas: escalonado, ejecutando las acciones a lo largo del período comprendido entre junio de 2021 y primavera de 2024 (26ª parada de recarga de combustible, VR26).

2. En caso de identificar discrepancias entre el diseño licenciado de la instalación frente a la actual normativa base de licencia (BTP ASB 3-1 y BTP MEB 3-1 de 1981) con impacto en la seguridad como resultado del análisis requerido en el punto 1, establecer de manera específica medidas compensatorias hasta la resolución de las mismas.

Plazo: 30 de junio de 2021

3. Llevar a cabo la revisión del análisis determinista de inundaciones internas requerido en el punto 1, de acuerdo con lo siguiente:
 - a. El análisis incorporará la verificación de la capacidad para alcanzar la parada segura en los escenarios de roturas postulados según se describen en la nueva base de licencia.
 - b. La propagación entre zonas a través de puertas tendrá en cuenta las características reales de las puertas existentes en planta. Dichas características constructivas se incluirán en los análisis. Se demostrará y documentará que la cota de inundación alcanzada no produce deformaciones o apertura de puertas y, en su caso, se considerará su efecto en los análisis de propagaciones. Se realizará un análisis estructural de las puertas para determinar la vulnerabilidad de las mismas frente a los niveles de inundación de las áreas.
 - c. La propagación entre zonas tendrá en cuenta todas las posibles vías de comunicación (puertas, trampillas, huecos, conductos de ventilación, líneas de drenajes sin válvula

de aislamiento y penetraciones). Para aquellos sellados de penetraciones que se consideren estancos al agua se incluirá en los análisis la referencia a la documentación que acredita dicha estanqueidad, siendo esta trazable. En caso de que el nivel de agua supere el de cualificación de la puerta o sellado, se considerará fallo del elemento.

- d. En relación con la estanqueidad al agua de suelos, techos, paredes y cubiertas, se indicará en los análisis sus criterios de estanqueidad y se justificará que las cotas de inundación resultantes no pueden producir daños en estructuras de separación de zonas.

Plazo: Período comprendido entre junio de 2021 y primavera de 2024 (26ª parada de recarga de combustible, VR26).

4. Actualizar el Estudio de Seguridad (ES), para incorporar los análisis actualmente existentes respecto a inundaciones internas, e ir actualizándolo a medida que se vayan finalizando las acciones del proyecto para adaptación a la nueva base de licencia, de acuerdo con lo siguiente:
 - a. Secciones aplicables del NUREG-0800. Actualmente corresponden a las BTP ASB 3-1 y BTP MEB 3-1 de 1981 y, tras finalizar el cambio a la nueva base de licencia, corresponderán a las secciones 3.4.1, 3.6.1 y 3.6.2 del NUREG-0800 y sus BTP 3-3 y 3-4 asociadas, todas ellas en su versión de marzo de 2007.
 - b. “Instrucción Técnica Complementaria sobre Inundaciones Internas a la CN de Vandellós II” de 2 de Julio de 2009 (CNVA/VA2/SG/09/02).
 - c. Criterios generales de diseño CGD 2 y 4 de la Instrucción del Consejo IS-27.
 - d. La carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/16/50 “CN Vandellós II. Revisión de los Manuales de Protección Contra Inundaciones” se recogerá en el ES y en el Manual de Protección Contra Inundaciones como referencia.
 - e. Las ITC 1, ITC-3 e ITC-adaptada en el ámbito de los análisis post-Fukushima, forman parte de la extensión de diseño y como tales, quedarán incluidas en el capítulo específico del ES.

Plazo para actualizar el ES con los análisis actualmente existentes: revisión preceptiva del ES tras la 24ª parada de recarga de combustible, (VR24).

Plazo para finalizar la actualización del ES tras adaptación a la nueva base de licencia: revisión preceptiva del ES tras la 26ª parada de recarga de combustible, VR26.

5. Revisar el Manual de Protección contra inundaciones (MPCINU), para incorporar aspectos compatibles con el programa de adaptación del análisis comprometido, así como lo siguiente:
 - a. Identificación de estructuras, sistemas y componentes (ESC) relevantes para la seguridad desde el punto de vista de inundaciones a las que se da crédito en los análisis

deterministas para la detección de la inundación, como barrera de propagación o de mitigación de la inundación para la protección de ESC de seguridad o necesarias para llevar a la planta a condición segura.

- b. Estas ESC tendrán un programa de mantenimiento, inspección y pruebas asociado e identificado en el MPCINU.
- c. Identificación de medidas compensatorias equivalentes que permitan la gestión del riesgo ante no funcionalidades de las ESC identificadas,
- d. En caso de la no funcionalidad de barreras se establecerán acciones que incluyan plazos.

Plazo: 30 de junio de 2021

- 6. Al finalizar el programa de adaptación completo, el titular incluirá en el MPCINU, los resultados y protecciones derivados del análisis de rociado, además de otras modificaciones derivadas de las acciones del programa de adaptación a la nueva base de licencia.

Plazo: 31 de diciembre de 2024

- 7. El titular deberá informar al Consejo de Seguridad Nuclear de la finalización de las acciones para dar cumplimiento a cada uno de los requisitos establecidos en la presente instrucción técnica complementaria

CSN/ITC/SG/VA2/20/07 INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA ASOCIADA A LA CONDICIÓN 9 DEL ANEXO DE LÍMITES Y CONDICIONES DE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN

En relación con la condición 9, relativa a la gestión del envejecimiento y a la Operación a Largo Plazo (OLP), el titular deberá:

1. Enviar una actualización del *Informe integrado sobre el estado de los componentes y estructuras de sistemas de seguridad* cada dos ciclos (6 meses tras la correspondiente parada para recarga), de manera que incluya la información relevante obtenida en dos ciclos de operación de la planta, y el estado de las acciones programadas, haciendo énfasis en los procesos no regulados, como la monitorización de la calificación ambiental, el plan de fiabilidad de equipos y la gestión de la obsolescencia.

Plazo: 6 meses después de la recarga VR25

2. Implantar las acciones de mejora necesarias que permitan la monitorización de los transitorios identificados para la resolución del Análisis en función del tiempo (AEFT) de fatiga debida al ambiente del refrigerante del reactor antes de la entrada en periodo de OLP, con el fin de verificar que las condiciones consideradas en su resolución son válidas y la gestión correcta de los efectos.

Plazo: 31 de diciembre de 2025

3. En relación con el *Análisis en función del tiempo* (AEFT) de calificación ambiental de equipos, AEFT 3.1 “Calificación Ambiental de Componentes eléctricos” y AEFT 6.3 “Calificación Ambiental de Componentes Mecánicos”:

- 3.1 Enviar un informe justificativo de que las temperaturas reales de operación, asignadas como resultado del *Programa de vigilancia de condiciones ambientales* (PVCA) a los recintos que albergan equipos calificados, son representativas de las existentes anteriormente en los mismos recintos desde el inicio de la operación de la central.

Plazo: 1 año después de la renovación de la autorización de explotación.

- 3.2 Enviar un informe resumen de los resultados definitivos del AEFT, donde se especifique, para cada equipo, la nueva vida calificada y la justificación que ha permitido establecer tal vida calificada, e identificar la fecha de instalación para aquellos equipos con vida calificada menor de 60 años.

Plazo: 31 de diciembre de 2024

4. Presentar la solicitud de modificación de diseño correspondiente a las curvas de calentamiento y enfriamiento presión-temperatura del *Sistema de refrigerante del reactor* (curvas P/T) aplicables a la OLP con suficiente antelación respecto a la finalización del periodo de vigencia de las curvas P/T actuales

Plazo: 30 de noviembre de 2026

5. Remitir al CSN la revisión 2 del *Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento* (PIEGE), presentada con la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación, incorporando las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN que se detallan en la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/20/18.

Plazo: 30 de junio de 2021

6. Remitir al CSN la revisión 2 del *Estudio de impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo* (EIR), presentada con la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación, incorporando las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN que se detallan en la carta de referencia CSN/C/DSN/VA2/20/18.

Plazo: 6 meses después de la renovación de la autorización de explotación.

7. El titular deberá informar al Consejo de Seguridad Nuclear de la finalización de las acciones para dar cumplimiento a cada uno de los requisitos establecidos en la presente instrucción técnica complementaria.

ANEXO III
CARTA DE LA DSN AL TITULAR DE CN VANDELLÓS II

Madrid, xx de xxx de 2020

ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ – VANDELLÓS II, AIE

Apartado de Correos nº 48

43890-L'HOSPITALET DE L'INFANT (TARRAGONA)

A la Atn. **D. José A. Gago Badenas**

Director General

ASUNTO: CN VANDELLÓS II. SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN. ACCIONES DERIVADAS DEL PROCESO DE EVALUACIÓN

Muy Sr. Mío:

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de xx de xxx de 2020, ha acordado informar favorablemente la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Vandellós II, en base a las evaluaciones efectuadas por las Direcciones Técnicas del CSN.

Durante dicho proceso de evaluación, se han identificado aspectos que deben clarificarse o completarse, respectivamente, en la revisión 1 de la Revisión Periódica de la Seguridad, en la actualización del APS de nivel 1 de sucesos internos en otros modos de operación (APSOM nivel 1), en la revisión 2 del Plan Integral de Evaluación y Gestión de Envejecimiento (PIEGE) y en la revisión 2 del Estudio de Impacto Radiológico a Largo Plazo (EIR), los cuales se describen en el anexo I a este escrito. Las revisiones mencionadas se deben llevar a cabo en los plazos previstos en las ITC de ref. CSN/ITC/SG/VA2/20/05 y CSN/ITC/SG/VA2/20/07.

Atentamente,

EL DIRECTOR TÉCNICO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Rafael Cid Campo

C.c.: SCN, SIN, STN, SRA, CINU, JPVA2

ANEXO I

SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN. ACCIONES DERIVADAS DEL PROCESO DE EVALUACIÓN

Revisión 1 de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

En la revisión 1 de la RPS el titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones de carácter documental:

1. En relación con la RG 1.124, deberá actualizarse su ficha de análisis, clarificando el cumplimiento de los requisitos de la rev.3.
2. En relación con la PDM/4.01-012/001-A001 *Implantar la modificación de diseño para sustituir los bastidores de Boraflex en Ciclo 24*, está clasificada como importancia MEDIA y debe tener prioridad ALTA.
3. Las RG 1.52 rev.3 y RG 1.140 rev.2, no deben incorporarse a la BL de CN Vandellós II. Las Bases de Licencia aceptables son la RG 1.52 revisión 2 y la RG 1.1.40 revisión 1.
4. En relación con el FS 2, deberá revisarse la PDM/4.02-007/006 *Identificación de diversos Sucesos Notificables por valor as-found de tarado de válvulas de seguridad fuera de tolerancia*, relativa a la problemática originada por los resultados obtenidos en las pruebas de tarado as-found de las válvulas de seguridad del presionador, incorporando las acciones indicadas en el informe DST 2019-252 *Plan de Actuación para la mejora de la fiabilidad de las válvulas de seguridad del presionador*, remitido al CSN mediante escrito de referencia CNV-L-CSN-6949.
5. En relación con el FS 2, deberá redefinirse como una PDM la fortaleza F/4.02-010/00 *Iniciativa para un proceso de gestión proactivo de la obsolescencia*, con un plazo de finalización de las acciones de prioridad MEDIA, aspecto tratado en la reunión mantenida el 21/01/2020.
6. En relación con el FS 5, deberá eliminarse la fortaleza F/4.05-004/002 *"Márgenes amplios obtenidos en los análisis de consecuencias radiológicos del capítulo 15 del Estudio de Seguridad"*, relativa a la adaptación a la IS 37.
7. En relación con el FS 14, deberán comprobarse los resultados de actividad de Co-60, Cs-137 y Sr-90 presentados tanto en documentación RPS como en información adicional enviada, puesto que no coinciden con los valores almacenados en la base de datos KEEPER, para las muestras de suelo, reportadas como S (Bq/kg seco) y como S2 (Bq/m²).
8. En relación con el FS 15, se corregirán las erratas identificadas en el anexo II.

APS de nivel 1 de sucesos internos en otros modos de operación (APSOM nivel 1)

El APS de nivel 1 de sucesos internos en otros modos de operación se actualizará en septiembre 2020.

Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE)

1. En la revisión 2 del PIEGE el titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones de carácter documental:
 - a. Incluir la fecha de referencia (primera conexión a la red), a efectos de establecer la fecha de inicio de la Operación a Largo Plazo, OLP, según se establece en la carta del CSN de referencia CSN/C/SG/VA2/19/09.
 - b. Incluir una justificación sobre la no inclusión en su alcance de los siguientes sistemas:
 - Los sistemas de detección y/o extinción de incendios del generador diésel esencial, que, según al *Análisis de Riesgos de Incendio* (ARI), es un equipo importante para la parada segura en caso de incendio
 - Los sistemas de protección contra incendios (PCI) para ciertos equipos que, pese a no ser importantes para la seguridad en el ámbito de PCI, son requeridos en la Instrucción IS-30 (punto 3.4.12) y en la guía GS 1.19 (apartado 10); p.e., los sistemas de extinción de incendios del tanque de almacenamiento de gas-oil del generador diésel esencial o los del edificio de turbina
2. Adaptar el suplemento del Estudio de Seguridad (ES) a las revisiones actualizadas de los PIEGE, en las correspondientes revisiones preceptivas del ES.

Estudio de Impacto Radiológico a Largo Plazo (EIR)

En la revisión 2 del EIR se llevarán a cabo las siguientes modificaciones de carácter documental:

1. Incluir la justificación del dato de captura anual de peces e invertebrados, correspondiente a 2018 de 0 a 10 Km y de 10 a 30 Km, a partir de las tablas 1-5 y 1-6.
2. Incluir las unidades de los tiempos de exposición y tránsito para las actividades costeras y las unidades de las capturas anuales de peces e invertebrados utilizados en el cálculo de las dosis a la población por efluentes líquidos, en la tabla del apartado 3.
3. Revisar las fracciones de los grupos de población de los adultos y los niños indicadas en el apartado 3, de forma que sean consistentes con las dadas en la tabla del apartado 4, en la que se relacionan los parámetros que utiliza el código GASPAS y con las que figuran en las entradas de los programas.
4. Revisar el valor de la dosis al niño por consumo de leche de vaca para las descargas en continuo del año 2018 dada en la tabla 2.3, de forma que sea consistente con la de la salida del código GASPAS II (3,47 E-3 mSv/año).

ANEXO II**ERRATAS A CORREGIR EN EL FACTOR DE SEGURIDAD 15 DE LA RPS**

- En el primer párrafo del apartado 1.3.1.1.2 se indicará "...existe un pico muy marcado..."
- En general en todo el documento de la RPS se evitará hablar de actividad "positiva" cuando se refiera a la actividad detectada.
- El título de la tabla 37 debe ser "Actividad anual isotópica de Gases Nobles (Bq)" ya que la tabla que muestra la contribución de cada radionucleido a la actividad total es la 36.
- En el apartado 1.3.1.1.2.1.2 se sustituirá la referencia a la actividad del I-132 en el año 2010 por otra al año 2009, que es en el que se registra el pico de actividad de este radionucleido.
- En el apartado 1.3.1.1.2.2 se sustituirá "radiocarbono" por la denominación más habitual de "carbono".
- En el apartado 1.3.1.1.2.2.1 se indicará "El Kr-85 aparece en dos ejercicios".
- En el apartado 1.3.1.1.2.2.1 se indicará "Los valores en el edificio de desechos".
- En el apartado 1.3.1.1.2.2.1 se indicará "en la del condensador aparece con valores más elevados".
- En el apartado 1.3.1.1.2.2.1 al mencionar la tabla 44 se sustituirá la referencia al tritio por otra al Kr-85.
- Se añadirán los subapartados 1.3.1.1.2.3.1 Gases nobles y 1.3.1.1.2.3.2 Yodos y partículas.
- En el apartado 1.3.2 se indicará que la dosis recibida procede en un 81.81% de los efluentes gaseosos y el restante 18.19 % de los efluentes líquidos.
- Las dosis dadas para el infante en los años 2008 y 2013 no coinciden con las dadas en los Informes Mensuales (6.67 E-01 µSv y 2.33 µSv, respectivamente)

ANEXO IV

INFORME FAVORABLE SOBRE LA SOLICITUD DE APROBACIÓN DE LA PROPUESTA PC-06, REV. 3 DEL PLAN DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y DEL COMBUSTIBLE GASTADO ASOCIADO A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO, DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II

ASUNTO: INFORME FAVORABLE SOBRE LA SOLICITUD DE APROBACIÓN DE LA PROPUESTA PC-06, REV. 3 DEL PLAN DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Y DEL COMBUSTIBLE GASTADO ASOCIADO A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO, DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II

Con fecha 1 de abril de 2020 (nº de registro de entrada 42066), procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) la propuesta de cambio PC-06, rev.3 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRR), asociada a la operación a largo plazo de la CN Vandellós II. Esta propuesta ha sido presentada por ASOCIACIÓN NUCLEAR ASCÓ-VANDELLÓS II, A.I.E (ANAV) como parte de la documentación soporte de la solicitud de renovación de la autorización de explotación de CN Vandellós II, en cumplimiento de la disposición Primera de la Orden Ministerial Orden ETU/530/2017, de 5 de junio, que modifica el apartado Dos de la Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación vigente de la central.

Esta propuesta sustituye y anula a la revisión 2, remitida al CSN mediante carta de la DGPEM con referencia CN-VA2/AM/200401, de 20 de septiembre de 2019.

Posteriormente, el 2 de abril de 2020 se ha recibido en el CSN (nº de registro 42098), procedente de la DGPEM (carta de referencia CN-VA2/AM/200402), la propuesta PC-06 rev. 3, corrigiendo un error en el formato en dicha propuesta.

El Pleno del Consejo, en su reunión de xx de xxx de 2020, ha estudiado la solicitud mencionada, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y ha acordado informarla favorablemente. La propuesta PC-06, rev. 3 constituirá la revisión 5 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado de CN Vandellós II. Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y se remite a ese Ministerio a los efectos oportunos.

Madrid, xx de xx de 2019

EL PRESIDENTE

Josep María Serena i Sender

SRA. MINISTRA PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO
MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO. MADRID

SUPLEMENTO 1

ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE LAS CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LA CONCESIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN VIGENTE

INDICE

INTRODUCCIÓN

PARTE PRIMERA - ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE LAS CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCION RADIOLOGICA ASOCIADAS A LA CONCESION DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACION VIGENTE

PARTE SEGUNDA - ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LA CONCESION DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACION VIGENTE

PARTE TERCERA - ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE OTRAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS EMITIDAS DURANTE EL PERÍODO ANALIZADO

RESUMEN Y CONCLUSIONES

ANEXO I - CUMPLIMIENTO DE LAS ACCIONES DERIVADAS DE LA CONDICIÓN nº 8 DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN VIGENTE

ANEXO II - CUMPLIMIENTO DE LAS ITC POST-FUKUSHIMA. INFORMACIÓN DETALLADA RELATIVA A CADA ITC

INTRODUCCIÓN

En este suplemento se realiza una revisión del estado de cumplimiento de las Condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) asociadas a la Autorización de Explotación (AE) vigente, así como de otras ITC emitidas por el CSN posteriormente, a lo largo del periodo de vigencia de dicha autorización.

Dentro del paquete documental de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS), el titular ha incorporado información sobre el cumplimiento de las Condiciones e ITC (Anexo 4.1-1), y las áreas evaluadoras han incluido en el alcance de sus evaluaciones la comprobación de dicha información, en lo concerniente a sus ámbitos de competencias. En el cuerpo de la PDT se incluyen resultados y conclusiones de dichas evaluaciones de las áreas, cuando son significativos. Algunos de los requisitos resultantes de la evaluación de la RPS tienen su origen en estas evaluaciones de cumplimiento de requisitos asociados a la Autorización de Explotación (AE) vigente.

En este sentido, este suplemento es complementario de los resultados de dicha evaluación de las áreas especialistas del CSN. En algunos casos, se remite a la propia PDT, donde se recogen aspectos específicos relativos a algunas de las ITC.

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 Revisión Periódica de la Seguridad, RPS (Anexo 4.1-1).

La estructura de cada una de las partes del suplemento es la misma. Para cada documento revisado (Condicionado, ITC), en primer lugar se reproduce textualmente cada uno de los epígrafes del requerimiento del CSN (Condición, ITC); y, a continuación, el resultado de la revisión realizada, en letra negrilla cursiva, tras la palabra “cumplimiento”, con el siguiente formato:

⇒ ***Cumplimiento: xxxxx***

A continuación, se incluye la justificación del estado de cumplimiento. Cuando resulta de aplicación un documento justificativo del cumplimiento (generalmente, una carta del titular), se incluye entre corchetes al final del epígrafe: “[***carta de ref. xxxxx***]”

Al final del suplemento, se incluye un breve capítulo de resumen y conclusiones.

PARTE PRIMERA**LÍMITES Y CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA ASOCIADOS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE VANDELLÓS II**

(Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación a la Central Nuclear Vandellós II)

1. A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de esta Autorización y explotador responsable de la Central Nuclear de Vandellós II, a las empresas “Endesa Generación, Sociedad Anónima” e “Iberdrola Generación, Sociedad Anónima”, actuando como responsables solidarios.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no hay requisito asociado)

2. La presente autorización de explotación faculta al titular para:

- 2.1. Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidos en el Estudio de Seguridad de la Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociados a las Autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
No consta incumplimiento de ninguno de los límites y condiciones mencionados a lo largo del periodo de vigencia de la AE

- 2.2. Operar la central hasta la potencia térmica de 2940,6 MWt.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
No consta incumplimiento del límite de potencia térmica a lo largo del periodo de vigencia de la AE

- 2.3. Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no hay requisito asociado)

3. La autorización se concede en base a los siguientes documentos:

- a) Estudio de Seguridad, Rev. 29
- b) Reglamento de Funcionamiento, Rev. 19
- c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Rev. 64
- d) Plan de Emergencia Interior, Rev. 18
- e) Manual de Garantía de Calidad, Rev. 06
- f) Manual de Protección Radiológica, Rev. 14
- g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, Rev. 2.
- h) Plan de Protección Física, Rev.2

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no hay requisito asociado)

La explotación de la central se realizará de acuerdo con los anteriores documentos, en la revisión vigente siguiendo el proceso de actualización que se indica a continuación.

- 3.1. Las modificaciones o cambios posteriores del Reglamento de Funcionamiento, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, el Plan de Emergencia Interior y el Plan de Protección Física, deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
No consta incumplimiento del proceso de actualización establecido para Reglamento de Funcionamiento (RF), Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), Plan de Emergencia Interior (PEI) o Plan de Protección Física (PPF)

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de los documentos mencionados en el párrafo anterior, informando a la Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no hay requisito al titular asociado)

- 3.2. Seis meses después del arranque tras cada parada de recarga, el titular realizará una revisión del Estudio de Seguridad que incorpore las modificaciones incluidas en la central desde el comienzo del ciclo anterior hasta el final de dicha recarga que no hayan requerido autorización según lo establecido en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 y los nuevos análisis de seguridad realizados. Esta nueva revisión será remitida, en el mes siguiente a su entrada en vigor, a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de la realización de estas revisiones del Estudio de Seguridad (ES) ni de su envío al CSN tras cada parada de recarga de combustible a lo largo del periodo de vigencia de la AE

Las revisiones del Estudio de Seguridad correspondientes a las modificaciones que requieren autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas, de acuerdo con la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21, deberán ser autorizadas simultáneamente con las modificaciones.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no hay requisito al titular asociado)

- 3.3. Las modificaciones del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan los compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor. Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del proceso de actualización establecido para el Manual de Garantía de Calidad (MGC) (ver ITC 2)

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del envío al CSN de las revisiones del MGC

- 3.4. Las modificaciones del Manual de Protección Radiológica pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que afecten a normas o criterios básicos de protección radiológica, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del proceso de actualización establecido para el Manual de Protección Radiológica (MPR) (ver ITC 3)

Las revisiones del Manual de Protección Radiológica deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del envío al CSN de las revisiones del MPR

- 3.5 Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del proceso de actualización establecido para el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRR) (ver ITC 4)

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del envío al CSN de las revisiones del PGRR

4. En el primer trimestre de cada año natural, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear informes sobre los siguientes aspectos, con el alcance y contenido que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

- 4.1 Experiencia operativa propia y ajena que sea de aplicación a la instalación, describiendo las acciones adoptadas para mejorar el comportamiento de la misma o para prevenir sucesos similares.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de experiencia operativa a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con las instrucciones emitidas por el CSN (ver ITC 5)

- 4.2 Medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país de origen del proyecto. En este último caso se incluirá un análisis de aplicabilidad a la central de los nuevos requisitos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto a centrales de diseño similar.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de nueva normativa a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con las instrucciones emitidas por el CSN (ver ITC 6)

- 4.3 Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información incluida será la especificada en el apartado 5.2 del Reglamento de Funcionamiento en vigor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con lo requerido por el RF

- 4.4 Resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, incluyendo un análisis de las tendencias de las dosis individuales y colectivas recibidas por el personal durante el año anterior.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con las instrucciones emitidas por el CSN (ver ITC 7)

- 4.5 Actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado que incluya las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, residuos de baja y media actividad, y residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de actividades del PGRR a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con las instrucciones emitidas por el CSN (ver ITC 8)

- 4.6 Actividades del programa de formación y entrenamiento de todo el personal de la central, cuyo trabajo puede impactar en la seguridad nuclear o la protección radiológica.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha enviado al CSN los informes anuales de actividades del programa de formación y entrenamiento a lo largo del periodo de vigencia de la AE, de acuerdo con las instrucciones emitidas por el CSN (ver ITC 9)

5. La salida de bultos de residuos radiactivos y materiales fisiónables fuera del emplazamiento de la central, deberá comunicarse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, siete días de antelación a la fecha de salida. La salida de otros bultos radiactivos se comunicará en el

plazo de 24 horas, desde la decisión del transporte y en cualquier caso con anterioridad a la realización del mismo. La salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento de la central quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente. Cuando el titular sea responsable de los transportes de material fisionable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización por ser la suma de los índices de transporte de todos los bultos de la expedición inferior a 50, se deberá adicionalmente comunicar a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear la previsión de dichos transportes con tres meses de antelación a la fecha programada.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de la realización de las comunicaciones al CSN sobre salida de bultos radiactivos y sobre salida o entrada de materiales fisionables en plazo de las revisiones del PGRR

6. En relación con el Plan de Gestión de Vida, el titular deberá revisar su alcance y contenido de acuerdo con lo establecido en la Instrucción IS-22, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares del CSN, y completarlo como se especifique en la Instrucción Técnica Complementaria que el Consejo de Seguridad nuclear emita al respecto.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
(ver ITC 10)

7. Si durante el período de vigencia de esta autorización el titular decidiese el cese de la explotación de la central, lo comunicará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con al menos un año de antelación a la fecha prevista, salvo que tal cese se deba a causas imprevistas o a resolución del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. El titular deberá justificar la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación a que deben ajustarse las operaciones a realizar en la instalación desde el cese de la explotación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**
(no se ha producido cese de la explotación)

8. Durante el periodo de vigencia de esta Autorización, el titular llevará a efecto los Programas de Mejora de la Seguridad de la central identificados en la Revisión Periódica de la Seguridad realizada en apoyo de la solicitud de la presente Autorización, modificadas, en su caso, con las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emita al respecto.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO.**

De acuerdo con la PDT que sustenta la AE vigente, los Programas de Mejora de la Seguridad identificados en la anterior RPS son:

- *Programa de mantenimiento de las bases de licencia de la central*
- *Programa de mejora de la organización y factores humanos*
- *Programa de mejora de la cultura de seguridad*
- *Programa para la adaptación de la central a la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)*
- *Plan de acción de mejora de gestión de la seguridad*
- *Programa de formación de personal con y sin licencia*
- *Programa de garantía de calidad*
- *Programa de autoevaluación*
- *Procedimientos de operación y procedimientos de operación de emergencia*
- *Plan estratégico*
- *Programa de mejora de la Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)*
- *Programa de barras de combustible segmentadas*

El titular considera que los Programas de Mejora de la Seguridad identificados en la anterior RPS están ya integrados dentro de la sistemática de trabajo de la central. Asimismo, el titular informa, en relación con el programa de mejora de las ETF (programa MERITS), que hay una entrada en el Programa de Acciones Correctoras (PAC) para su seguimiento. En relación con dicho programa, actualmente la evaluación del CSN está muy avanzada y el titular prevé la implantación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) en la central en 2021

[carta de ref. CNV-L-CSN-5312]

En el curso de las evaluaciones de la actual RPS, las áreas especialistas del CSN han comprobado el cumplimiento de estos programas, sin que se haya identificado ningún incumplimiento

Asimismo, el titular llevará a cabo las propuestas de actuación contenidas en la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación relativas a la Revisión Periódica de la Seguridad y la Normativa de Aplicación Condicionada, en los plazos establecidos, así como las actuaciones comunicadas al titular como conclusión de la evaluación de la misma realizada por el CSN.

Cumplimiento: CUMPLIDO

En relación con RPS, ver ITC 13

En relación con NAC, ver ITC 14

Adicionalmente, el titular ha identificado e informado sobre diversas acciones derivadas de la AE vigente. Dado que se trata de un número de acciones muy elevado y de alto grado de detalle, se recogen en el Anexo I

En lo que se refiere al Plan PROCURA, el titular deberá cumplir dicho plan de manera que esté implantado en el año 2012. En el marco de la supervisión continua del plan por parte del CSN, se deberá proporcionar información al CSN sobre las previsiones incluidas en el Plan de Actuaciones anual del titular, en el primer trimestre de cada año.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La implantación del Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA) finalizó en plazo. El informe final, con el que el titular dio por finalizado el proceso, fue enviado en enero de 2013.

Hasta entonces, el titular envió la información requerida. En 2011 envió el Plan de Actuaciones de ANAV 2011-2015, en el que se recogen las actividades correspondientes a 2010 y las previstas para el quinquenio 2011-2015. Posteriormente actualizó esta información con un envío sobre las previsiones para 2012. Ya en 2012, envió el Plan de Actuaciones de ANAV 2012-2016, en el que se recogen las actividades correspondientes a 2011 y las previstas para el quinquenio 2012-2016.

[carta de ref. CNV-L-CSN-5461]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5497]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5694]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5823]

El CSN llevó a cabo un proceso muy exhaustivo de supervisión y control, basado fundamentalmente en inspecciones de seguimiento, desde 2009 a 2013. En 2010 se elaboró un informe de seguimiento por el área GACA (CSN/IEV/GACA/VA2/1002/498) y en 2014 un informe final de evaluación de los resultados del PROCURA (CSN/IEV/CNASC/AS0/1407/757) en base al cual, el Pleno del CSN, en su reunión de 1 de octubre de 2014, apreció favorablemente el informe de cierre elaborado por ANAV (CSN/PDT/CNASC/AS0/1409/228).

9. En la parada de recarga 18 programada para 2012, el titular habrá implantado una modificación de diseño sobre el sistema de protección contra incendios, que haga innecesarias las actuales medidas compensatorias establecidas por el titular para afrontar inundaciones internas por posible rotura de tuberías de este sistema en el edificio de control.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO (ver ITC 11)**

10. El Plan de acción del titular para la recuperación de las condiciones operativas iniciales del sistema de refrigeración EJ, requerido por el CSN como condición para la aprobación de la revisión 64 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central, deberá estar implantado en su totalidad, antes del final de la parada de recarga de la central del año 2011. Tras la implantación, el titular deberá presentar un informe de valoración de la efectividad del Plan, en el plazo de tres meses.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Las actuaciones realizadas por el titular en relación con esta condición han sido:

- *Modificación de las válvulas de retención EJ-001, EJ-003, EJ-004 y EJ-016, en las líneas de impulsión de las bombas del sistema (agosto 2010)*

[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]

- *Limpieza de las tuberías de ambos trenes del sistema (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Sustitución de las placas de orificio por toberas como elementos primarios de medida de caudal (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Modificación del tratamiento químico del sistema, según lo establecido en el “Plan de acción para recuperación del caudal del Sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ)” (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Inspección de los cambiadores de calor EG-E02A y EG-E02B durante la 17ª parada de recarga de combustible, con los siguientes resultados: los tubos se encontraron en buen estado, habiéndose decidido taponar un único tubo por pérdida de espesor (en el cambiador EG-E02A) (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Prueba hidráulica de medida de caudal del sistema durante la 17ª parada de recarga de combustible (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Prueba hidráulica previa a la declaración de operabilidad, durante la 17ª parada de recarga de combustible (marzo 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5505]
- *Modificación de diseño en las arquetas del proyecto EJ (antes de la finalización de la 17ª parada de recarga de combustible)*
- *Envío del informe de valoración de la efectividad del plan de acción (julio 2011)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5577]

El CSN llevó a cabo un proceso de supervisión y control del proceso del titular, informando al Pleno a través de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (encargo de pleno 1949).

- 11.** En el plazo de un mes después del inicio de cada ciclo de operación, el titular comunicará a la Dirección General de Políticas Energética y Minas la fecha prevista para la próxima recarga.

⇒ **Cumplimiento: INFORMACIÓN NO DISPONIBLE**
(es un requisito establecido por el ministerio competente y es a dicho ministerio a quien el titular debe remitir la información)

PARTE SEGUNDA**ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE LAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LA CONCESION DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACION VIGENTE**

1. **Instrucción Técnica Complementaria nº 1** asociada a la Condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

Todas las revisiones de los documentos referenciados en la Autorización de Explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y sus solicitudes de autorización se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del requisito de identificar y justificar los cambios

2. **Instrucción Técnica Complementaria nº 2** asociada a la Condición 3.3 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

Los cambios del Manual de Garantía de Calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- a) Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.
- b) Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados por el Ministerio de Industria Turismo y Comercio como consecuencia de un Dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.
- c) Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.
- d) Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de estos criterios en el proceso de modificación del MGC

3. Instrucción complementaria nº 3 asociada a la condición 3.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

Los aspectos que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la aprobación del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

- a) Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.
- b) Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.
- c) Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada
- d) Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.
- e) Aspectos de organización relacionados con la dependencia funcional del Jefe de Servicio de Protección Radiológica de la Dirección de la instalación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de estos criterios en el proceso de modificación del MPR

4. Instrucción Técnica Complementaria nº 4 asociada a la condición 3.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

- a) Generación de tipos de residuos que difieran en su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.
- b) Selección de vías de gestión de los residuos radiactivos o del combustible gastado diferentes de las previstas en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado o que supongan la alteración de los compromisos adquiridos por el titular en relación con las actuaciones de gestión.
- c) Modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de los residuos radiactivos generados o en las actividades de gestión de los mismos o variaciones de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas.
- d) Las modificaciones en la metodología para la clasificación de la instalación en zonas de residuos que afecten a los criterios para su establecimiento, o a los criterios para llevar a

cabo las evoluciones temporales de las zonas y su retorno a la clasificación inicial, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones definitivas de las zonas.

- e) Las modificaciones que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como “zona de residuos radiactivos” a una zona clasificada como “zona de residuos convencionales”.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de estos criterios en el proceso de modificación del PGRR

5. Instrucción Técnica Complementaria nº 5, asociada a la Condición 4.1 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

El informe anual de experiencia operativa propia y ajena, contendrá lo siguiente:

a) Sucesos internos.

Se presentará una tabla de todos los sucesos notificados en el año, haciéndose constar referencia del ISN, fecha, título del suceso y, para cada uno, descripción somera de las acciones correctoras o correctivas y estado de implantación de cada una de ellas.

b) Sucesos en otras centrales nucleares españolas.

Se presentará una tabla de todos los sucesos emitidos por otras CC.NN. españolas en el año, que se han considerado aplicables con el mismo contenido que la anterior. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable. Cuando resulte no aplicable, se indicará el criterio de exclusión.

c) Experiencia externa.

Se presentará una tabla resumen de las experiencias recibidas de los organismos que se citan posteriormente en el año, que se han considerado aplicables. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable.

Los distintos tipos de experiencias externas a considerar son:

- Informes Significativos de Experiencia Operativa (SOER), emitidos por el Instituto de Operaciones Nucleares (INPO).
- Informes de Sucesos Significativos (SER), emitidos también por INPO.

- Notificaciones de defectos e incumplimientos de suministradores, en aplicación del 10CFR parte 21, remitidos a la US Nuclear Regulatory Commission (NRC) sobre componentes, equipos y servicios suministrados al explotador.
- Recomendaciones escritas de los suministradores relativas a componentes, equipos y servicios de seguridad.

d) Experiencias cuya evaluación haya sido requerida formalmente por el CSN.

En los cuatro apartados:

- Para cada experiencia, sea interna o externa, requerida por el CSN, se presentará un análisis individualizado, donde se reflejará un breve resumen de la experiencia, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el explotador y, la descripción, estado de implantación de cada acción correctora o correctiva asociada, fecha de cierre o fecha prevista de cierre, según su estado, y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto.
- Se presentará el estado de las experiencias correspondientes, no cerradas en informes anuales previos y su análisis individualizado.
- Una experiencia se considerará cerrada cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctivas derivadas de ella, incluyendo las de formación y la actualización de los documentos oficiales de explotación, a excepción del Estudio de Seguridad para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.
- Para cada acción correctiva pendiente se incluirá una fecha estimada de cierre.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales de experiencia operativa propia y ajena se ha ajustado a lo requerido por esta ITC

6. Instrucción Técnica Complementaria nº 6 asociada a la Condición 4.2 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

El informe anual sobre nueva normativa incluirá el análisis sistemático de los documentos que se mencionan a continuación:

- a) Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica.
- b) Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear.
- c) Requisitos formulados por el organismo regulador del país de origen del proyecto, en particular:

- Modificaciones de los apartados de la parte 50 y 100 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EE.UU. requeridas por el CSN.
 - Cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes.
 - Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes.
 - Órdenes genéricas de la NRC (global, suministrador, tecnología).
- d) El informe debe recoger un apartado en el que se incluyan otros documentos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto y que no son emitidos con carácter de requisito normativo, aunque se solicita del titular un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación a la instalación:
1. Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC que forman parte de las bases de licencia de la central.
 2. Nuevas guías reguladoras (RG) que se emitan como consecuencia de cambios o nuevos requisitos formulados por el organismo regulador del país origen del proyecto, y cuyo cumplimiento haya sido requerido por el CSN.
 3. Otras guías reguladoras (RG) distintas de las dos categorías anteriores, que el titular considere de especial interés la aplicación a su instalación, sin que formen parte de sus bases de licencia.
 4. Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentren dentro de los siguientes objetivos:
 - Endosar posiciones de la industria.
 - Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC.

Para cada nuevo requisito/recomendación emitido durante el periodo que cubre el informe, así como aquellos correspondientes a años anteriores que se encontraban pendientes de cierre en el informe anterior, se presentará un análisis individualizado. Dicho análisis contendrá al menos referencia, fecha, título, un resumen del requisito/recomendación, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el titular identificando antecedentes si los hubiera (a excepción de las modificaciones al 10 CFR 50 y 100 requeridas por el CSN, que son siempre aplicables), el estado abierto o cerrado y en su caso, las acciones correctoras previstas o ejecutadas indicando el estado de cada una, la fecha de compromiso para el cierre y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto. En el caso de que las acciones correctoras consistan en la realización de estudios o análisis deberá indicarse el resultado de los mismos una vez finalizados.

Así mismo, el informe anual de normativa incluirá una tabla histórica ordenada por tipo de requisito/recomendación y fecha de emisión, haciendo constar para cada uno su referencia, fecha, título, y el estado (abierto o cerrado) del mismo. Para el caso de las guías reguladoras y sus revisiones, se incluirá un listado completo de aquellas que formen parte de las bases de licencia de la central, y de aquellas otras que considere de aplicación sin formar parte de las bases de licencia, especificando esta distinción; realizándose un análisis retrospectivo con el alcance que se haya definido en el marco de la RPS, actualizándose el listado de RG en el

siguiente Informe Anual tras su finalización. Se incluirá una tabla retrospectiva completa de los RIS emitidos.

Un requisito/recomendación se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctoras derivadas de él, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, a excepción del Estudio de Seguridad para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales sobre nueva normativa se ha ajustado a lo requerido por esta ITC

7. Instrucción Técnica Complementaria nº 7 asociada a la Condición 4.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

El informe sobre resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación definido en la condición 4.4, contendrá lo siguiente:

- b) Resumen de la dosimetría externa (oficial): Distribución de las dosis anuales de acuerdo al formato de la tabla adjunta, que se desglosará para personal de plantilla, de contrata y total.

Intervalo de dosis (mSv/a)	Número de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.)
Dosis < N.R. (*)		
N.R.< Dosis < 1 .00		
1 .00 < Dosis < 2.00		
2.00 < Dosis < 3.00		
3.00 < Dosis < 4.00		
4.00 < Dosis < 5.00		
5.00 < Dosis < 6.00		
6.00 < Dosis < 10.0		
10.0 < Dosis < 20.0		
20.0 < Dosis < 50.0		
Dosis_>_50.00		
Total		
Total (dosis < 20 mSv/a)		
Total (dosis < 50 mSv/a)		
Total (dosis > N.R.)		

(*) Nivel de registro. El nivel de registro establecido para la dosimetría de termoluminiscencia es 0,1 mSv/mes. Los valores inferiores a dicho nivel de registro se computarán como cero a efectos de contabilización de dosis.

- c) Resumen de la dosimetría interna: Resultados obtenidos en el programa de vigilancia mediante medida directa de la radiactividad corporal:

Número total de controles realizados.

Número total de trabajadores controlados.

Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de registro.

Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de investigación.

- d) Análisis de las tendencias en los últimos cinco años de explotación de los indicadores que se relacionan a continuación. En dicho análisis se incluirá además de los datos solicitados, la información adicional que resulte pertinente (hechos destacables, circunstancias de explotación, etc.) para interpretar dichas tendencias:

- 1) Dosis colectiva anual.
- 2) Dosis colectiva anual por producción de energía (mSv.p/MWh).
- 3) Dosis colectiva (dosimetría operacional) en la parada de recarga.
- 4) Número de trabajadores de contrata en la parada de recarga (y porcentaje que representa sobre el total de trabajadores).
- 5) Horas x hombre empleadas en la parada de recarga.
- 6) Dosis colectiva por hora x hombre en la parada de recarga.
- 7) Tasas de dosis en las localizaciones de la tabla 3.A (BWR) o 3.B (PWR) de la Guía de Seguridad 1.5 del CSN. "Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera".

- e) Los datos correspondientes a los apartados a, b, c1 y c2 anteriores deberán remitirse al CSN no más tarde del 20 de febrero de cada año natural, para facilitar la preparación del Informe Anual del CSN al Congreso y al Senado

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales sobre resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación se ha ajustado a lo requerido por esta ITC

- 8. Instrucción Técnica Complementaria nº 8 asociada** a la Condición 4.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

El contenido del informe anual sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado definido en la condición 4.5 deberá ajustarse a lo indicado en el apartado 6 de la Guía 9.3 del CSN.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales sobre las actividades del PGRR se ha ajustado a lo requerido por esta ITC, es decir, a lo establecido en la Guía de Seguridad GS 9.3

9. Instrucción Técnica Complementaria nº 9 asociada a la condición 4.6 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

El informe sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal, definido en la condición 4.6, contendrá tres apartados: el primero sobre el programa de formación y entrenamiento continuo a impartir durante el año en curso a personal con licencia de operación (operadores y supervisores); el segundo indicando la formación efectiva que durante el año anterior ha realizado el personal con licencia de operación; y el tercero para recoger la formación impartida al personal sin licencia que trabaje para la central y cuyas funciones estén relacionadas con la operación segura de la planta.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal se ha ajustado a lo requerido por esta ITC

10. Instrucción Técnica Complementaria nº 10 asociada a la Condición 6 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

En lo relativo al Plan de Gestión de Vida (en adelante PGV), el titular deberá llevar a cabo en un plazo de 12 meses desde la concesión de la nueva Autorización de Explotación, informando de ello al CSN, las actuaciones que se indican seguidamente, así como las acciones que se deriven de las mismas:

1. Todos los análisis realizados por C.N. Vandellós 2 en el ámbito de la Gestión de Vida (GV), así como cualquier herramienta de gestión desarrollada por el Titular, tienen que permitir el tratamiento diferenciado entre los elementos dentro del alcance por los criterios de la IS-22, de aquellos que están dentro del alcance por otros criterios. Este aspecto deberá ser manifestado explícitamente en el Plan de Gestión de Vida.

En particular, esta diferenciación afecta al informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, así como al conjunto de plantillas generadas (documentos tipo DST 200X/XXX), en dónde deberán realizarse las modificaciones oportunas para posibilitar la distinción entre unos elementos y otros.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular se ha dotado de una herramienta para discriminar las estructuras, sistemas y componentes (ESC) incluidas dentro del alcance de los criterios establecidos en la Instrucción del CSN IS-22 de las que no lo están, dentro del plazo establecido [carta de ref. CNV-L-CSN-5593]

2. El titular completará el informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, para incluir los resultados relativos al análisis de todo tipo de ESC, incluidas las estructuras, cables y soportes, siendo válida la opción de indicar la referencia al documento específico donde los elementos en cuestión sean analizados.

Este documento deberá incluir asimismo (de forma directa o por referencia al documento de análisis) los criterios de la Instrucción IS-22 que justifican la inclusión de cada ESC / agrupación, dentro del alcance.

Adicionalmente se deberá completar el análisis de aquellos componentes de tipo mecánico y eléctrico que en el análisis actual de alcance no hayan sido considerados.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular emitió una revisión del informe citado incluyendo los requisitos de la ITC 10.2. Se incorporan en esta revisión estructuras, cables y soportes [carta de ref. CNV-L-CSN-5593]

3. Antes de finales de 2011, C.N. Vandellós 2 deberá proceder al cierre de disconformidades identificadas en los análisis de gestión del envejecimiento y relativas a aquellas actividades y procedimientos de gestión existentes que en la actualidad no cumplen con las mejores prácticas de la industria.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

[carta de ref. CNV-L-CSN-5655]

4. El titular realizará una revisión sistemática de la experiencia operativa externa para su consideración en los análisis de fenómenos degradatorios existentes, así como en la definición de sus programas de gestión del envejecimiento. Esta revisión supondrá la incorporación de la Experiencia Operativa aplicable a los análisis hasta la fecha actual, sin perjuicio de las posteriores actualizaciones periódicas que habrán de realizarse para mantenimiento de los mismos.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular emitió informes de experiencia operativa externa aplicada a la gestión de vida de la central, para incorporar sus conclusiones a la Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE); y ha establecido una frecuencia bienal para repetir este proceso [carta de ref. CNV-L-CSN-5593]

Adicionalmente, deberán revisarse los apartados del Plan de Gestión de Vida dónde se trate esta cuestión, clarificando la experiencia operativa ya considerada en los análisis, así como la previsión de actividades a realizar (especificando plazos) con objeto de subsanar las carencias evidenciadas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

*Esta cuestión se trata en el apartado 4.2.1.3, “Tratamiento sistemático de la experiencia operativa”, del Plan de Gestión de Vida (PGV)
[carta de ref. CNV-L-CSN-5593]*

5. El titular deberá proceder, tras el desarrollo del documento previsto de referencia ING-10007, revisión 0 (definición de ambientes, materiales y fenómenos/mecanismos de degradación), a la revisión de las Plantillas para que éstas reflejen la definición final de materiales y ambientes conciliados con GALL “Generic Aging Lessons Learned” (GALL), USNRC NUREG-1801”, revisión 1, septiembre de 2005.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

*El titular ha revisado las plantillas en formato y contenido de acuerdo con el GALL, incorporando diversas mejoras
[carta de ref. CNV-L-CSN-5593]*

Asimismo, y en lo que a las Plantillas se refiere, el titular deberá comprobar el listado final de Plantillas elaboradas que figura en las Tablas 4.4.1 a 4.4.6 del PGV, e introducir si es preciso las correcciones oportunas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

*El titular ha corregido las tablas del PGV
[carta de ref. CNV-L-CSN-5593]*

6. El titular procederá al reanálisis de los elementos omitidos en los actuales análisis de fenómenos degradatorios (válvulas aleadas, grasa de tendones de contención, bases portafusibles, penetraciones eléctricas), así como de las funciones propias que igualmente no han sido consideradas en el caso de algunos elementos tales como los orificios restrictores de flujo, entre otros.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

*Las plantillas revisadas contemplan estos aspectos. En este ámbito, el titular informa que no existen válvulas de materiales distintos a acero al carbono o acero inoxidable en el alcance del PGV
[carta de ref. CNV-L-CSN-5593]*

11. Instrucción Técnica Complementaria nº 11 asociada a la condición 9 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

En relación con el mantenimiento de las medidas compensatorias establecidas como consecuencia del estudio de APS de Inundaciones Internas y con objeto de su sustitución por medidas permanentes con la misma finalidad, se requiere que el titular, durante la parada de

la recarga 18 programada para 2012, implante una modificación de diseño a realizar sobre el sistema de protección contra incendios del edificio de control que disminuya el riesgo de la central debido a inundaciones internas hasta valores aceptables, sin afectar negativamente a otros riesgos existentes.

Las medidas compensatorias establecidas en el Plan de Contingencia se deberán mantener operativas hasta que la modificación de diseño quede definitivamente implantada.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En agosto de 2012 se implantó la modificación de diseño “Mitigación del riesgo de inundación en el edificio de control de CN Vandellós II”.

El área AAPS realizó una evaluación específica de las actuaciones del titular en respuesta a la Condición 9 y la ITC 11, concluyendo que están cumplidas

[carta de ref. CNV-L-CSN-5763]

[informe de ref. CSN/IEV/AAPS/VA2/1212/594]

12. Instrucción Técnica Complementaria nº 12 asociada a la Autorización de Explotación.

En relación con las acciones de mejora de los programas de experiencia operativa interna y externa de C. N. Vandellós II, se requiere al titular la realización de las siguientes actuaciones:

- a) El titular realizará análisis de causa raíz de todos los sucesos notificables, pudiendo exceptuarse aquellos cuyas causas sean exclusivamente atribuibles a factores externos a su control. Dicho análisis será realizado con metodologías internacionalmente reconocidas y con un alcance conmensurado a su importancia para la seguridad, en el plazo más corto que sea razonablemente posible desde la ocurrencia del suceso, y los resultados serán reflejados en las revisiones de los ISN correspondientes y en los informes de experiencia operativa.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular ha recogido estas instrucciones en el procedimiento interno aplicable. Por otra parte, manifiesta que su sistemática ya respondía a lo requerido antes de la emisión de la ITC

[acción del PAC 10/2936/01]

- b) El titular analizará la aplicabilidad de todos los Significant Event Report –SER, y Significant Operating Experience Report –SOER, publicados hasta el año 2008 y no analizados hasta la fecha, y enviará al CSN un informe de resultados, antes del 31 de diciembre de 2012, incluyendo una tabla resumen de la totalidad, y un análisis individualizado para aquellos considerados aplicables, con la misma estructura y contenido establecidos para el Informe Anual de Experiencia Operativa.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

[carta de ref. CNV-L-CSN-5820]

- c) Antes del 31 de diciembre de 2011, el titular enviará un informe al CSN en el que indique los resultados del análisis de aplicabilidad de todos los sucesos de otras centrales nucleares españolas ocurridos entre 1999 y 2008 no incluidos en el Informe de la Revisión Periódica de la Seguridad presentada en 2009 en apoyo de la solicitud de renovación de la autorización de Explotación.

Para aquellos sucesos que el titular considere no aplicables, el informe indicará el criterio de exclusión por el que no se han analizado en profundidad y para aquellos a los que no aplique criterio de exclusión alguno, el resultado de dicho análisis.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5650]

13. Instrucción Técnica Complementaria nº 13 asociada a Condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación la Autorización de Explotación, en lo relativo a la Revisión Periódica de la Seguridad.

- a) Respecto a la Regla de Mantenimiento, el titular deberá presentar una propuesta de mejora para el cumplimiento con la Regla de Mantenimiento (RM) con el objetivo de conseguir una mayor efectividad del mantenimiento preventivo. Adicionalmente, para los sistemas en categorización (a)(1) de la RM deberán establecerse medidas correctoras y vigilancias frente a objetivos, para disminuir el tiempo medio de permanencia en dicha categorización. El tiempo de permanencia en vigilancia (a)(1) de la RM podrá variar en función de la complejidad del problema de mantenimiento que provocó la entrada del sistema en esa condición.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
El titular emitió un plan de acción con las propuestas de mejora
[carta de ref. CNV-L-CSN-5308]

En el plazo de 12 meses desde la concesión de la nueva Autorización de Explotación, el titular remitirá al CSN un informe que describa las actuaciones realizadas a tal fin y sus resultados.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**
El titular envió el informe "Estado del Plan de Acción de la Regla de Mantenimiento" en julio de 2011
[carta de ref. CNV-L-CSN-5585]

- b) En relación con el proceso de revisión de bases de diseño de los sistemas de seguridad y significativos para el riesgo, el titular deberá llevar a cabo, antes del 30 de junio de 2012 informando de todo ello al CSN, la finalización de la verificación independiente de los

resultados de la comparación de cada Documento Base de Diseño correspondiente a cada sistema de seguridad y significativo para el riesgo con las prácticas operativas de la central. Asimismo, quedarán identificadas e implantadas, bien en modificaciones de procedimientos o de los propios Documento Base de Diseño de estos sistemas, las acciones que se deriven tras la verificación y validación independiente.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el “Informe resumen de resultados del ejercicio de comparación entre las Bases de Diseño y las Prácticas Operativas de CN Vandellós II”, en el que se recogen todas las actuaciones relacionadas con este requisito, concluyendo que no se identifican discrepancias importantes, y que se toman acciones correctoras para todas las discrepancias no justificables

[carta de ref. CNV-L-CSN-5757]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5760]

- c) En relación con las acciones de mejora de la gestión de accidentes severos se requiere al titular las siguientes actuaciones.

1. En relación con los medios para la gestión de accidentes severos (GGAS):

En relación con la capacidad de gestión de accidentes severos y el uso de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), el titular debe analizar la necesidad de incluir medios adecuados para proteger la contención en estas circunstancias. Para ello, deberá realizar un estudio específico de planta en el que se analicen las posibles medidas adicionales que se pudieran implantar para mejorar la capacidad de gestión en accidentes severos y, en concreto, para tratar de proteger la contención frente a un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño, cuya selección se hará considerando una combinación de análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería. El estudio deberá analizar, al menos, los siguientes aspectos:

- Medidas de control del hidrógeno dentro de la contención: se analizará la posible instalación de sistemas específicos como los recombinadores de hidrógeno autocatalíticos pasivos.
- Medidas de control de la presión en el interior de la contención: se analizará la posible implantación de cambios que permitan la realización efectiva del venteo de contención con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia contemplada en la GGRS-2 (Guía de Gestión de Riesgo Severo de las GGAS) de CN Vandellós II, titulada "Despresurización del recinto de contención". Se deberá analizar también la importancia de que el venteo de contención sea o no de diseño "filtrado".
- Medidas para permitir la inundación de la cavidad del reactor: se analizarán medidas adicionales que permitan la realización efectiva (en tiempo y en

volumen de agua) de la inundación parcial o total de la cavidad del reactor con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia de inundación de contención. Adicionalmente, como consecuencia de este estudio, el titular estudiará la conveniencia de desarrollar la GGAS-8 (guía de las GGAS para la "Inundación de contención").

Este estudio debe ser presentado al CSN antes del 31 de diciembre de 2012 para su apreciación favorable. El estudio debe incluir una propuesta de programa de implantación de las mejoras que hayan resultado apropiadas como conclusión del estudio.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Este requisito fue superado por las consecuencias del accidente de Fukushima, ocurrido en marzo de 2011

En cualquier caso, el titular envió las conclusiones del informe en enero de 2012, destacándose lo siguiente:

- i. Implantación de los Recombinadores de Hidrógeno Autocatalíticos (PAR), en cumplimiento de requisitos post-Fukushima***
- ii. Implantación del sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC), en cumplimiento de requisitos post-Fukushima***
- iii. Del estudio de medidas para permitir la inundación de la cavidad del reactor, concluye que la estrategia es beneficiosa, por tanto, se desarrollará la GGAS-8 y se analizarán potenciales modificaciones que permitan un camino directo a la cavidad***

[carta de ref. CNV-L-CSN-5623]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5645]

2. En relación con la actualización de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), el titular llevará a cabo una revisión general las mismas de acuerdo con la revisión 1 de las Severe Accident Management Guidelines (SAMG) del Westinghouse Owners' Group (WOG). Esta tarea debe ser realizada en un plazo de 12 meses tras la concesión de la renovación de la Autorización de Explotación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular emitió la rev.1 de las GGAS, actualizada de acuerdo con la rev.1 de las SAMG, en julio de 2011

[carta de ref. CNV-L-CSN-5590]

- d) En relación con los estudios de APS de Sucesos Externos se requieren las siguientes actuaciones:

1. En relación con el análisis de "Sucesos de accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas, el titular realizará, en el plazo de 18 meses, los análisis correspondientes a los accidentes en transporte por ferrocarril y carretera, sucesos 1.2.4 y 1.2.5 de la tabla 6-3 del informe IT-5002 " Revisión,

selección y análisis de sucesos externos aplicables a C. N. Vandellós II”, revisión 2, de fecha 4.3.2010, tras recibir la documentación necesaria por parte de RENFE y Protección Civil, respectivamente. Estos análisis se llevará a cabo con los datos necesarios para el análisis debidamente actualizados.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular revisó el informe “Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a CN Vandellós II”, incluyendo los análisis requeridos, en enero de 2012

[carta de ref. CNV-L-CSN-5654]

2. En relación con el “Suceso de tormentas de granizo”, el titular, en un plazo de 18 meses aportará, e incluirá en el informe de tarea IT-5002”, revisión 2, de fecha 4 de marzo de 2010, el análisis del impacto del granizo en los sistemas GJ –agua enfriada esencial y KJ-refrigeración de los generadores diésel de emergencia.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular revisó el informe “Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a CN Vandellós II”, incluyendo los análisis requeridos, en enero de 2012

[carta de ref. CNV-L-CSN-5654]

Asimismo, el titular, en un plazo de 6 meses, incluirá el razonamiento para excluir el riesgo de fenómenos atmosféricos (pedrisco) sobre los aerorrefrigeradores de los sistemas GJ y KJ mencionados.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular comunicó al CSN su posicionamiento en relación con el tema en enero de 2011, junto con la evaluación realizada sobre el suceso de impacto de granizo. Esta información se incluyó en el informe “Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a CN Vandellós II” (enero 2012) [carta de ref. CNV-L-CSN-5460]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5654]

- e) En relación con la capacidad de alcanzar y mantener la condición de parada segura desde los paneles del sistema de parada sin riesgo (SS), el titular deberá realizar los análisis necesarios para demostrar que:

1. En el caso de declararse un incendio en la sala de control se mantiene la independencia física y eléctrica de dicho panel respecto de la sala de control y, adicionalmente, es posible alcanzar y mantener las condiciones de parada segura aplicables a la normativa de protección contra incendios (hasta el modo 3 de operación definido en las especificaciones de funcionamiento). Además, en dicho análisis se garantizará el cumplimiento con la posición C5.c de la BTP CMEB; en especial se tendrá en cuenta que se dispone, o no, de suministro de energía

eléctrica exterior durante 72 horas desde la declaración del incendio y que, tras este tiempo, sea posible alcanzar parada fría, incluyendo la posibilidad de actuaciones de recuperación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO, PENDIENTE CIERRE**

El titular emitió el informe “Análisis del sistema de parada remota en caso de incendio en sala de control, edición 1, incluyendo estos aspectos [carta de ref. CNV-L-CSN-5589]

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS) ha revisado todo lo referente al cumplimiento de ITC relacionadas con protección contra incendios (PCI), habiendo identificado que, en relación con el cumplimiento de este epígrafe, hay aspectos actualmente en revisión por parte del área. Éste es el único punto, en relación con todas las ITC emitidas relativas a PCI, donde no ha concluido el proceso de revisión de las acciones del titular. Para mayor información puede consultarse los apartados 3.4.2.1.1 y 3.4.8.1.1 de la PDT

2. El sistema de parada sin riesgo cumple con la normativa aplicable recogida en el Criterio General de Diseño 19 del 10 CFR 50 Apéndice A.

El análisis a realizar deberá estudiar también el grado de cumplimiento con la siguiente normativa:

- Apartado 7.4 del “Standard Review Plan” (NUREG-0800), revisión 6 de 2007.
- Guía Reguladora 1.68.2, revisión 2, de 2010 de la US-NRC “Initial Start up Test Program To Demonstrate Remote Shutdown Capability For Water-Cooled Nuclear Power Plants”.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular emitió el informe “Análisis del panel de parada remota de CN Vandellós II en caso de inhabilitación de sala de control”, edición 1, incluyendo estos aspectos

[carta de ref. CNV-L-CSN-5589]

Estos análisis deberán presentarse al CSN antes de 12 meses contados desde la fecha de concesión de la autorización de explotación e incluirán, en su caso, las posibles acciones correctoras que se deriven así como el correspondiente programa de implantación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular emitió los informes “Análisis del sistema de parada remota en caso de incendio en sala de control, edición 1, y “Análisis del panel de parada remota de CN Vandellós II en caso de inhabilitación de sala de control”, edición 1, en julio de 2011

[carta de ref. CNV-L-CSN-5589]

f) En relación con la revisión del APS de Sucesos Externos, el titular realizará, antes del 31 de diciembre de 2011, las acciones que se indican a continuación:

1. Se revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad para incluir explícitamente las bases de diseño relativas al emplazamiento, aplicadas en la central, y particularmente para incorporar la nueva autovía y la central térmica de ciclo combinado de la Plana del Vent.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Esta información se ha incorporado en la rev.31 del ES

[carta de ref. CNV-L-CSN-5622]

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el área de Ciencias de la Tierra (CITI), ha revisado todo lo referente al cumplimiento de ITC relacionadas con el emplazamiento; especialmente lo relacionado con el cumplimiento de este epígrafe, concluyendo que el titular lo ha cumplido adecuadamente. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.1.7.IV de la PDT

Asimismo, se presentará un plan para mantener actualizada la información de dicho capítulo, con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja la situación actual del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el plan que incluye la metodología aplicada para cumplir este requisito en noviembre de 2011

[carta de ref. CNV-L-CSN-5649]

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el área de Ciencias de la Tierra (CITI), ha revisado todo lo referente al cumplimiento de ITC relacionadas con el emplazamiento; especialmente lo relacionado con el cumplimiento de este epígrafe, concluyendo que el titular lo ha cumplido adecuadamente. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.1.7.IV de la PDT

La primera actualización que se realice se incluirá en la revisión preceptiva del Estudio de Seguridad que efectúe el titular tras la parada de recarga 18 programada para 2012.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La primera actualización se incluyó en la rev.32 del ES

[carta de ref. CNV-L-CSN-5838]

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el área de Ciencias de la Tierra (CITI), ha revisado todo lo referente al cumplimiento de ITC relacionadas con el emplazamiento; especialmente lo relacionado con el cumplimiento de este epígrafe, concluyendo que el titular lo ha cumplido adecuadamente. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.1.7.IV de la PDT

2. Se reevaluará el nivel de inundación en caso de Precipitación Máxima Probable, resultante de considerar otras vías de evacuación además de la red de pluviales, y no contempladas en el informe de tarea IT-5002 “Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a C.N. Vandellós II (revisión 2)”, para decidir si hay que acometer algún recrecimiento de los accesos a las estructuras de seguridad.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La reevaluación requerida se incluyó en la revisión del informe “Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a CN Vandellós II” [carta de ref. CNV-L-CSN-5654]

14. Instrucción Técnica Complementaria nº 14 asociada a Condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación la Autorización de Explotación, en lo relativo a la Normativa de Aplicación Condicionada.

- a) En relación con la aplicabilidad de la Guía Reguladora 1.140, revisión 1, “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”, se requiere que el titular, durante la parada para la recarga 18 programada para 2012, incorpore la instrumentación de caudal asociada a la unidad de filtración del sistema de extracción de aire del condensador, denominada CG-AC01.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La modificación de diseño “Incorporar caudalímetro en unidad de ventilación CG-AC01” fue implantada [carta de ref. CNV-L-CSN-5839]

- b) En relación con los aspectos contemplados en el alcance de la guía reguladora 1.204, Rev. 0, 2005 “Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plant”, antes del 30 de junio de 2011, el titular introducirá una mejora consistente en completar el desarrollo e implantación de la solicitud de cambio de diseño de referencia SCD-V-30609, actualmente en curso, para dotar de protección contra rayos todos aquellos edificios dentro del doble vallado que actualmente no disponen de la adecuada protección.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La implantación de la modificación de diseño “Instalación de pararrayos en zonas no protegidas” fue finalizada [carta de ref. CNV-L-CSN-5664]

- c) En relación con los aspectos contemplados en el alcance de la norma IEEE Std 765-2006 “IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS)”, se realizarán las siguientes acciones:

- 1.- El titular deberá implementar una modificación de diseño mediante la cual se incorpore transferencia lenta de la alimentación exterior en las barras de salvaguardia 6A y 7A, a menos que el análisis de viabilidad de la misma concluya en inconvenientes que desaconsejen su realización. El plazo para la presentación de la propuesta de modificación de diseño al CSN, o de una respuesta en sentido contrario se ha establecido en 12 meses.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Se emitió análisis de viabilidad en julio de 2011

Se implantó la modificación “Retraso de 7 segundos en el rearranque de la BRR ‘A’ durante la transferencia lenta” en diciembre de 2013

[carta de ref. CNV-L-CSN-5591]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6005]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6075]

- 2.- El titular deberá llevar a cabo un análisis de identificación y factibilidad de potenciales mejoras de diseño incluyendo la valoración de sus ventajas y/o posibles inconvenientes, que contribuyan a la reducción del tiempo necesario para el alineamiento y disponibilidad de alimentación exterior desde el Transformador Auxiliar de Reserva hacia las barras de salvaguardia. El plazo establecido para llevar a cabo este análisis es de 12 meses.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Se emitió análisis de viabilidad en julio de 2011. Concluye que no es recomendable implantar una modificación de diseño. Propone analizar el procedimiento de alineamiento de los transformadores auxiliares de reserva (TAR) para optimizar el tiempo de ejecución de la maniobra

Se realizó dicho análisis del procedimiento en mayo de 2012, concluyéndose que para implantar las modificaciones previstas es preciso implantar una modificación de diseño

Se implantó la modificación “Proporcionar mando sobre el control de la apertura-cierre de la subestación de 110 KV que alimenta al TAR” en diciembre de 2015

[carta de ref. CNV-L-CSN-5592]

[RPS Anexo 4.1-1]

- d) En relación con la guía reguladora 1.153, revisión 1 “Criteria for safety system” y en lo referido al cumplimiento con el criterio de fallo simple del sistema de ventilación del edificio de combustible cuando está alineado en modo de emergencia por accidente de manejo de combustible y recibe una señal de inyección de seguridad, en el plazo de 6 meses, el titular enviará un análisis de viabilidad sobre la incorporación de filtros en la descarga de la unidad de ventilación del edificio de combustible u otras alternativas que garanticen la operación segura del sistema en el escenario descrito.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Se emitió análisis de viabilidad que identifica actuaciones, mejoras en los sistemas de ventilación y plazos de implantación

En relación con el cumplimiento del criterio de fallo simple al cierre de las compuertas HV-GG15A/B en caso de señal de inyección de seguridad, el análisis señala que para solucionar este aspecto se emitió un cambio para modificar su configuración

El análisis concluye también que, puesto que la opción adoptada es mantener en todo momento el alineamiento con la ventilación filtrada, a través de las unidades de filtración de emergencia ya existentes, no resultaría aplicable con esta configuración la instalación de una nueva unidad de filtrado en la descarga de la hasta ahora unidad de ventilación en operación normal

[carta de ref. CNV-L-CSN-5442]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5556]

- e) En relación con los aspectos contemplados en el alcance de la guía reguladora 1.09, revisión 4, 2007 “Application and testing of safety-related diesel generators in nuclear power plants”, el titular realizará las acciones que se indican a continuación, en los plazos que asimismo se especifican:

1. Antes del 31 de enero de 2011, incorporar en los procedimientos de la central la prueba de generación de señal de arranque de los generadores diésel de emergencia ante la secuencia de aparición de señales de inyección de seguridad y pérdida de suministro eléctrico exterior, limitándola a la comprobación de la lógica de actuación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Tras diseñar la prueba, elaborar el procedimiento de prueba y ejecutarla, se modificaron los procedimientos de la central afectados (POV-50 y POV-51)

[carta de ref. CNV-L-CSN-5481]

[RPS Anexo 4.1-1]

2. Incorporar en los procedimientos de la central las pruebas de operabilidad de los disparos de primer orden de los generadores diésel de emergencia, para lo cual se realizará una valoración de cara a determinar la frecuencia de prueba adecuada, de forma que su aplicación se lleve a cabo en la parada de recarga 17 programada para 2011.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Se emitió el procedimiento “Prueba de los disparos de primer orden de los generadores diésel A y B”, donde se establece la frecuencia de prueba (los tres disparos cada 18 meses con el generador parado, y cada uno de éstos, en forma secuencial, cada 18 meses con el generador en funcionamiento)

Se ejecutó el procedimiento por primera vez en la parada de recarga de combustible 17

[carta de ref. CNV-L-CSN-5551]

3. Antes del 30 de septiembre de 2010, incorporar en el procedimiento de vigilancia de parámetros de funcionamiento del GDE denominado POVP-36, la verificación periódica del estado de los relés de disparo de la protección de sobreintensidad por frenado de tensión.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO (con una solución alternativa)**

El titular ha incorporado esta verificación periódica entre las comprobaciones que realiza el auxiliar eléctrico del turno de operación, incluyéndola en el procedimiento "Comprobaciones del auxiliar electricista", por considerarlo más adecuado en virtud de la naturaleza de esta acción

[carta de ref. CNV-L-CSN-5377]

4. Antes del 31 de diciembre de 2010, incorporar la guía reguladora 1.09 en su revisión 4 a la base de licencia de la central, y consecuentemente la norma IEEE Std 387-1995, teniendo en cuenta la discrepancia relativa a la inexistencia de indicación independiente del estado de cada uno de los dos sensores de sobreintensidad por frenado de tensión de los generadores diésel de emergencia.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]

- f) En relación con los aspectos contemplados en el alcance de las cartas genéricas 79-046 "Containment purging and venting during normal operation – guidelines for valve operability" y 79-054 "Containment purging and venting during normal operation", el titular implantará, durante la parada de recarga 18 programada para 2012, una modificación de diseño consistente en la instalación de rejillas sísmicas en los extremos abiertos de las líneas de aspiración e impulsión de la purga de baja capacidad de la contención.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó la modificación de diseño "Instalación de rejillas en válvulas de la mini-purga de contención" en agosto de 2012

[carta de ref. CNV-L-CSN-5764]

15. Instrucción Técnica Complementaria nº 15, asociada a la Autorización de Explotación.

El titular remitirá al CSN, en un plazo de seis meses, una revisión de la segunda Revisión Periódica de la Seguridad, de julio de 2009, cuya revisión 0 fue recibida en el CSN, procedente del MITYC con fecha 31 de julio de 2009 (número de registro 16391), en la cual se hayan incorporado todas las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En enero de 2011 el titular envió la revisión de la RPS con las mejoras incorporadas

[carta de ref. CNV-L-CSN-5457]

PARTE TERCERA

ESTADO DE CUMPLIMIENTO DE OTRAS INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS EMITIDAS DURANTE EL PERÍODO ANALIZADO

El CSN, desde que se concedió la renovación de la Autorización de Explotación en vigor y se emitieron las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) asociadas a dicha renovación, de cuyo cumplimiento se informa en la Parte Segunda, hasta la fecha actual, ha emitido las 18 ITC adicionales que se reflejan en la tabla resumen que se reproduce más adelante; 14 de estas ITC son genéricas y 4 ITC específicas para la central (si bien esta distinción entre ITC genéricas y específicas es puramente administrativa; en realidad, las 4 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). Una de estas ITC es complementaria a la Autorización de Protección Física de la central; se incluye en este suplemento, dado que la renovación de la Autorización de Protección Física se dictamina conjuntamente con la renovación de la Autorización de Explotación.

Se considera conveniente realizar unas consideraciones previas sobre las ITC emitidas en relación con el accidente de Fukushima y sus enseñanzas.

Las seis ITC genéricas marcadas: ** ITC-Fukushima **, son las denominadas ITC post-Fukushima: “ITC-1”, “ITC-2”, “ITC-3”, “ITC-4”, “ITC adaptada” y la ITC sobre requisitos de confidencialidad; fueron emitidas en respuesta al accidente y han sido objeto de seguimiento especial, tanto por su importancia para la seguridad como por la envergadura de las acciones requeridas.

En octubre de 2018, la Subdirección de Instalaciones Nucleares del CSN emitió un informe de evaluación genérico para recoger el estado de cumplimiento de las ITC post-Fukushima, donde se refleja el cumplimiento por parte de cada una de las centrales nucleares españolas en operación (CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608). La conclusión general del informe es que, en el caso de CN Vandellós II, todas las ITC⁷ están cumplidas.

Por ello en el apartado correspondiente a las ITC post-Fukushima se proporciona una información breve sobre el cumplimiento, remitiendo al documento citado (CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608) para más información. Por otra parte, en dicho informe no se incluye información específica sobre las solicitudes de aplazamiento de la fecha límite de implantación de algunas de las medidas post-Fukushima, dado que, una vez implantadas todas las medidas, se considera que dicha información carece de interés.

No obstante lo anterior, se incluye aquí una información general que permita una visión de conjunto de estas seis ITC.

⁷ No se informa en relación con la ITC sobre requisitos de confidencialidad

Tras el accidente en la central nuclear de Fukushima (Japón) el CSN emitió cinco Instrucciones Técnicas Complementarias a las centrales nucleares en operación con el objetivo de mejorar la capacidad de respuesta de la central ante situaciones accidentales severas, como la ocurrida en dicha central japonesa, más una ITC complementaria relativa a aspectos de confidencialidad de la información.

En mayo de 2011 el CSN emitió a los titulares de las centrales en operación las ITC en las que se requería la realización del proceso de pruebas de resistencia (stress tests) europeas (ITC-1), el cual se llevó a cabo entre los meses de junio y diciembre de 2011.

La respuesta de los titulares a las ITC-1 fue enviada al CSN en octubre de 2011. El informe final del CSN correspondiente a dichas pruebas fue aprobado por el Pleno del CSN en 19 de diciembre de ese mismo año, y en él se recogen las conclusiones de la valoración realizada del contenido de los informes presentado por los titulares. Tras la emisión de este informe del Consejo no quedaron aspectos pendientes en relación con estas ITC-1.

En marzo de 2012 el CSN emitió a los titulares de las centrales nucleares en operación las ITC en las que se requería la implantación de las medidas de mejora identificadas durante el proceso de las pruebas de resistencia (ITC-3). Las citadas ITC incluían un calendario detallado de implantación que se desarrollaba en tres fases: corto, medio y largo plazo, que corresponden, respectivamente, a 31 de diciembre de 2012, de 2014 y de 2016.

Adicionalmente, y en un proceso paralelo, en junio de 2011 y julio de 2012 el CSN emitió a los titulares de las centrales nucleares en operación otras ITC cuyo objetivo era aumentar las capacidades de las centrales para mitigar las consecuencias de sucesos accidentales que pudieran ser provocados malévolamente por el hombre y que pudieran afectar a grandes áreas de la instalación (ITC-2 e ITC-4).

En relación con lo anterior, en diciembre de 2011 el CSN remitió unas ITC sobre requisitos de confidencialidad asociados al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño que pudieran provocar la pérdida potencial de grandes áreas de las centrales.

En febrero de 2013 el CSN remitió a los titulares un escrito en el que se requería el envío de informes semestrales de seguimiento de actividades relacionadas con las ITC post-Fukushima. Se requirió el envío de estos informes hasta 2017.

Finalmente, en abril de 2014 el CSN envió a todas las centrales nucleares en operación de unas nuevas ITC ("ITC adaptadas") con el objetivo de compilar, actualizar y estructurar de modo homogéneo los requisitos incluidos en las ITC-1 e ITC-3, relacionadas con las pruebas de resistencia, y en las ITC-2 e ITC-4, relacionadas con la pérdida de grandes áreas, que a fecha 31 de diciembre de 2013 no habían sido respondidos.

En el CSN se mantuvieron distintas reuniones del Comité de Seguimiento de las ITC post-Fukushima, siendo la última de ellas el 13 de febrero de 2018 cuyo objeto fue la revisión del estado de las acciones asociadas a las ITC post-Fukushima, con vistas a la elaboración del informe final de cumplimiento.

A fecha actual, todas las acciones requeridas en las ITC han sido realizadas, de acuerdo con los informes remitidos al CSN por el titular, por lo que se pueden considerar cumplidas.

En particular, los titulares han implantado las grandes modificaciones de diseño requeridas en las ITC. Las que requirieron apreciación favorable por parte del CSN fueron informadas favorablemente previo a su implantación. Estas modificaciones son las siguientes:

- a) Sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC).*
- b) Recombinadores pasivos autocatalíticos de hidrógeno en la contención (PAR).*
- c) Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE).*

En general, las actividades de supervisión y evaluación del CSN se consideran también cerradas. No obstante, existen algunos temas en los que determinados aspectos precisan alguna acción específica adicional de verificación y otros serán objeto de seguimiento. En cualquier caso, estos aspectos pendientes no afectan a la aceptación global del cumplimiento de las ITC y serán objeto de seguimiento por el área especialista en sus actividades rutinarias de evaluación e inspección hasta su cierre definitivo.

El CSN, a partir de los informes de seguimiento emitidos por las centrales y de los informes e inspecciones realizadas por las áreas especialistas del CSN elaboró el informe final de cumplimiento de las ITC de Fukushima CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 "Informe de cumplimiento por las CC.NN. en operación de las ITC emitidas por el CSN tras el accidente de Fukushima", en el que se analiza el cumplimiento de las ITC mencionadas y el estado de implantación de las grandes modificaciones de diseño.

En cuanto a la Instrucción Técnica Complementaria para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas (CSN/ITC/SG/VA2/15/03), que también es consecuencia de las enseñanzas de Fukushima, el titular ha completado las actuaciones correspondientes a la Fase I. Para llevar a cabo las actividades de la Fase 2, se requiere la apreciación favorable de la Fase I por el CSN, estando actualmente en fase final de evaluación por ese organismo.

En este apartado se resume el objeto y requisitos de cada una de las ITC reflejadas en la tabla de la página siguiente y su estado de cumplimiento, por orden cronológico.

**ITCs emitidas por el CSN al titular de CN Vandellós II con posterioridad a las ITCs asociadas
a la última renovación de la Autorización de Explotación**

<i>tipo</i> <i>fecha emisión</i>	<i>Asunto</i>	<i>ref. SG</i> <i>nº reg.</i>
VANDELLÓS II 25-03-2020	Instrucción Técnica Complementaria sobre acreditación y acceso de los inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear a las instalaciones nucleares y radiactivas. CN Vandellós II	20/02 2036
VANDELLÓS II 13-03-2020	Instrucción Técnica Complementaria sobre pruebas para dar cumplimiento a los requisitos de aptitud física de los miembros de la brigada de protección contra incendios de CN Vandellós II	20/01 2000
GENÉRICA 11-06-2018	ITC sobre 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	18/01 5634
VANDELLÓS II 15-11-2017	Modificación de la ITC nº 5, asociada a la condición 4.1 de la autorización de explotación en vigor de la CN Vandellós II, incluida en el escrito de referencia CNVA2-VA2-SG-10-01	17/11 8437
VANDELLÓS II 15-11-2017	Modificación de la ITC asociada a la autorización de explotación en vigor de la CN Vandellós II, incluidas en el escrito de referencia CSN/VA2/SG/10/01	17/01 8439
GENÉRICA 18-05-2015	ITC para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas	15/03 3820
GENÉRICA 18-05-2015	ITC a la autorización de protección física de las centrales nucleares, por la que se establecen criterios técnicos de protección física en relación con los límites y accesos al área protegida	15/02 3806
GENÉRICA 24-02-2015	ITC sobre modificación de las instrucciones técnicas complementarias asociadas a la autorización de explotación y fabricación en vigor de las centrales nucleares y Fabrica de Juzbado	15/01 1422
GENÉRICA 11-04-2014	ITC en relación con la adaptación de las ITC Post-Fukushima de centrales nucleares	13/04 2553
GENÉRICA 28-11-2013	ITC en relación con la aplicación del criterio nº 19 de la instrucción IS-27 del CSN relativa a criterios generales de diseño de centrales nucleares	13/03 9453
GENÉRICA 26-07-2013	ITC en relación con la utilización de fuentes radiactivas necesarias para la explotación de las Instalaciones Nucleares	13/02 5817
GENÉRICA 27-07-2012	ITC en relación con el cumplimiento por parte de las centrales nucleares de la ITC de 1 de julio de 2011 sobre sucesos con pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares	12/02 6299
GENÉRICA 15-03-2012	ITC en relación con los resultados de las "Pruebas de Resistencia" realizadas por las centrales españolas	12/01 2229
GENÉRICA 23-12-2011	ITC sobre requisitos de confidencialidad asociados al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño que pudieran provocar la pérdida potencial de grandes áreas de la central	11/19 10443
GENÉRICA 28-07-2011	ITC en relación con las mejoras en la respuesta ante incidentes de seguridad física identificadas tras el suceso de intrusión ocurrido en C.N. Cofrentes el día 15 de febrero de 2011	11/07 5639
GENÉRICA 01-07-2011	ITC en relación con el desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares	11/14 4871
GENÉRICA 26-05-2011	ITC en relación con la realización de las "Pruebas de Resistencia" previstas a nivel Europeo para las CC NN	11/06 3994
GENÉRICA 23-05-2011	ITC por las que se requiere realizar un programa especial de Vigilancia Radiológica en el interior de los Edificios de las CC NN	11/02 3871

1. CNVA2/VA2/SG/11/02. Instrucción Técnica Complementaria por la que se requiere realizar un programa especial de vigilancia radiológica en el interior de los edificios de CN. Vandellós II

Llevar a cabo un programa especial de vigilancia radiológica incluyendo actuaciones específicas para la detección y eliminación de eventuales contaminaciones en áreas interiores de edificios o estructuras no sometidas a vigilancia radiológica.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Realizado el programa

[carta de ref. CNV-L-CSN-5628]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5726]

En un plazo de 6 meses, remitir un informe con los resultados de los análisis radiológicos realizados como soporte del programa especial.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Enviado el informe

[carta de ref. CNV-L-CSN-5628]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5726]

Revisar el diseño de la instalación para valorar posibles comunicaciones entre áreas convencionales y áreas radiológicas dentro del emplazamiento, remitiendo un informe con los resultados de esta revisión en 1 año.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el informe “Revisión de comunicaciones entre áreas convencionales y áreas radiológicas dentro del emplazamiento”, concluyendo que no son necesarios cambios en el diseño de la instalación

[carta de ref. CNV-L-CSN-5628]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5726]

Adicionalmente, en el ámbito de la evaluación de la RPS, el Área de Evaluación del Impacto Radiológico (AEIR) ha revisado los resultados del cumplimiento de esta ITC, y el titular ha adquirido el compromiso [15.05] con el objeto de incluir información al respecto en la rev.1 de la RPS. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.16.1 de la PDT

2. CNVA2/VA2/SG/11/06. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con la realización de las “pruebas de resistencia” previstas a nivel europeo para las centrales nucleares

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-1**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).

(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II).

3. **CNVA2/VA2/SG/11/07. Instrucción Técnica Complementaria en relación con las mejoras en la respuesta ante incidentes de seguridad física identificadas tras el suceso de intrusión ocurrido en CN Cofrentes el día 15 de febrero de 2011**

Esta ITC tiene carácter confidencial, por lo que no se detallan los requisitos asociados.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

***El titular envió un informe confidencial en respuesta a la ITC
[carta de ref. CNV-L-CSN-5634]***

No consta incumplimiento notificado por el área responsable (SEFI, Seguridad Física)

4. **CNVAN/VA2/SG/11/14. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con el desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares**

**** ITC-Fukushima * ➔ ITC-2***

*(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).
(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II).*

5. **CNVAN/VA2/SG/19. CN Vandellós II. Instrucción Técnica Complementaria sobre requisitos de confidencialidad asociados al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño que pudieran provocar la pérdida potencial de grandes áreas de la central**

**** ITC-Fukushima * ➔ ITC-confidencialidad***

*(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).
(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II).*

6. **CSN/ITC/SG/VA2/12/01. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con los resultados de las “Pruebas de Resistencia” realizadas por las centrales españolas**

**** ITC-Fukushima * ➔ ITC-3***

*(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).
(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II).*

7. **CSN/ITC/SG/VA2/12/02 Instrucción Técnica Complementaria (ITC) en relación con el cumplimiento por parte de CN Vandellós II de la ITC de 1 de julio de 2011 sobre sucesos con pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares**

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-4**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA)

(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II)

8. **CSN/ITC/SG/VA2/13/02. Instrucción Técnica Complementaria en relación con la utilización de fuentes radiactivas necesarias para la explotación de las instalaciones nucleares.**

La ITC incluye requisitos genéricos, requisitos aplicables al almacenamiento, posesión y manipulación de material radiactivo no encapsulado y requisitos aplicables al almacenamiento, posesión y manipulación de fuentes encapsuladas.

Se requiere, antes del 31.03.14, incluir en el Manual de Protección Radiológica (MPR) un apartado en el que se indique la necesidad de cumplir con los requisitos especificados en la ITC. Se requiere elaborar un procedimiento específico de desarrollo del MPR con las disposiciones operativas necesarias.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La revisión 15 del MPR incorpora la necesidad de cumplir los requisitos de esta ITC

9. **CSN/ITC/SG/VA2/13/03. Instrucción Técnica Complementaria en relación con la aplicación del criterio nº 19 de la instrucción IS-27 del CSN relativa a criterios generales de diseño de centrales nucleares**

El objetivo de la ITC es clarificar un problema de interpretación detectado en relación con el criterio nº 19 de la IS-27, "Sala de control", y, concretamente, al punto 19.4, donde se alude a un lugar separado eléctricamente de la sala de control.

En este sentido, la ITC establece:

1. Clarificaciones sobre la interpretación del concepto de separación eléctrica, incluyendo en qué casos de cumplimiento alternativo debe solicitarse apreciación favorable del CSN para su implantación.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La parte de clarificaciones no requiere cumplimiento

En cuanto a la solicitud de apreciación favorable para las situaciones en que el titular propone medidas de cumplimiento alternativo, así lo ha venido haciendo desde el plan de respuesta inicial a la ITC y en sucesivas interacciones posteriores. Por tanto, no consta incumplimiento de este requisito

2. El requisito de enviar, en un plazo de 6 meses, un informe de cumplimiento del criterio, teniendo en cuenta las clarificaciones realizadas, incluyendo el plan de medidas para garantizar el cumplimiento, con los plazos de implantación correspondientes, para su apreciación favorable por el CSN.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular envió el informe de reanálisis del grado de cumplimiento del criterio, que concluye en la necesidad de implantar una serie de modificaciones de diseño y medidas alternativas. Todo ello se integra en un plan en el que se propone un plazo de implantación para cada una de las actuaciones identificadas, que se somete a la apreciación favorable del CSN, solicitada antes de finalizar 2014 para permitir el cumplimiento de los plazos propuestos

Por tanto, el requisito está cumplido formalmente desde 2014, si bien posteriormente se han producido una serie de interacciones entre CSN y titular para resolver las dudas y discrepancias sobre aspectos específicos de cumplimiento del criterio.

Cartas del titular en relación con el cumplimiento de la ITC:

[carta de ref. CNV-L-CSN-6052]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6222]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6226]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6258]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6357]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6583]

En marzo de 2020 el Área de Ingeniería de Sistemas Eléctricos y de I&C (INEI) ha emitido el informe de evaluación de referencia CSN/IEV/INEI/VA2/2002/890, mediante el que se cierra la evaluación de las acciones del titular en relación con el cumplimiento del criterio 19.4 de la Instrucción IS-27, considerando aceptables dichas actuaciones

10. CSN/ITC/SG/VA2/13/04. Instrucción Técnica Complementaria en relación con la adaptación de las ITC post-Fukushima de CN Vandellós II

**** ITC-Fukushima * ➔ ITC-adaptada***

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA)

(La información específica relativa a las ITC post-Fukushima se recoge en el Anexo II).

11. CSN/ITC/SG/VA2/15/01. Modificación de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la autorización de explotación en vigor de la CN Vandellós II incluidas en el escrito de referencia CSN/VA2/SG/10/01

Esta instrucción es consecuencia de la modificación de la Condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación (párrafo 3.1), que establecía que cualquier revisión del Reglamento de Funcionamiento (RF) debía ser aprobada por la Administración, previo informe favorable del CSN, antes de su entrada en vigor.

El ministerio competente, MINETUR, modificó dicha Condición 3, previo informe del CSN. La ITC desarrolla esta modificación de la Condición 3, modificando la ITC nº 1 asociada a la renovación de la Autorización de Explotación, e incorporando una nueva ITC asociada a la nueva Condición 3.6.

La ITC incorpora una serie de criterios que posibilitan que, en adelante, la aprobación de las revisiones del RF por parte de la Administración sea necesaria sólo para casos limitados en los que dicha revisión tenga un impacto significativo en la seguridad, mientras que el resto de las revisiones pueden realizarse bajo la responsabilidad del titular.

En consonancia con lo anterior, por medio de esta ITC se modifica la ITC nº 1 asociada a la Condición 3, añadiendo al texto anterior requisitos específicos relativos a las revisiones del RF: *“cuando incluyan cambios en la organización de explotación se acompañarán de un documento sobre gestión del cambio”*, para el que se establece un contenido mínimo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de este requisito en las solicitudes de aprobación de modificaciones del RF recibidas a partir de la fecha de emisión de la ITC

Asimismo, por medio de esta ITC se incorpora una nueva ITC asociada a la Condición 3.6, donde se establecen los casos que podrán suponer reducción de requisitos y, por tanto, requieren aprobación:

- Modificación de la estructura organizativa que afecte a las dependencias jerárquicas o funcionales requeridas en la normativa para unidades que tienen asignadas funciones con responsabilidades en áreas específicas.
- Modificación de las funciones o responsabilidades asignadas a la organización de explotación cuando tenga implicaciones en la seguridad nuclear o la protección radiológica en condiciones normales o en caso de emergencia.
- Modificación de la composición o funciones del Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC) o del Comité de Seguridad Nuclear del Explotador (CSNE).
- Modificación de los programas de formación y reentrenamiento del personal con licencia o del personal con funciones en la organización de respuesta en emergencia.
- Modificación de la relación de informes o notificaciones a remitir a la Administración o de libros o registros que documentan la ejecución de actividades relacionadas con

la seguridad nuclear y la protección radiológica o del contenido establecido para esos documentos.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de este requisito en el proceso de modificación del RF a partir de la fecha de emisión de la ITC

El titular ha informado al CSN incluso en relación con cambios organizativos significativos que no requieren autorización (p.e., cambio dentro de la estructura organizativa de la unidad dedicada a la gestión de la Regla de Mantenimiento, presentación de 08.11.19 al CSN a instancias del titular)

12. CSN/ITC/SG/VA2/15/02. Instrucción Técnica complementaria a la autorización de protección física de la central nuclear Vandellós II, por la que se establecen criterios técnicos de protección física en relación con los límites y accesos al área protegida.

Se emite esta ITC a raíz de hallazgos puestos de manifiesto en las centrales nucleares en el ámbito de estudios post-Fukushima realizados, que aconsejaban el refuerzo de determinadas medidas de protección física de las instalaciones.

Mediante esta ITC se establecen criterios técnicos de protección física en relación con los límites y accesos al área protegida, que deberán aplicarse adicionalmente a los establecidos en el apartado 2.1.2 del documento *Criterios aplicables al diseño, implantación y mantenimiento de los sistemas, procedimientos y servicios de protección física de las instalaciones y materiales nucleares*; que, a su vez, desarrolla la Instrucción del CSN IS-09, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.

En concreto, se requiere, para cualquier tipo de penetraciones técnicas que atraviesen el perímetro del área protegida de dimensiones superiores a 0,5 m en altura y anchura susceptibles de ser utilizados por un adversario para una intrusión en el área protegida, disponer sistemas de detección de intrusión y vigilancia permanente, y se definen mínimos requisitos que han de tener dichos medios. Se establece un plazo de 6 meses para el cumplimiento de la ITC.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento notificado por el área competente del CSN.

13. CSN/ITC/SG/VA2/15/03. Instrucción Técnica Complementaria para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas.

Esta ITC tiene su origen en el accidente de Fukushima, que evidenció la necesidad de proteger las instalaciones frente a riesgos sísmicos más allá de lo previsto en la base de diseño originales.

Esta ITC requiere que el titular aborde trabajos de campo y realice el análisis integrado de la peligrosidad sísmica, partiendo de una nueva base de datos estructurada del emplazamiento, todo ello a través de un plan de actividades programadas en dos fases de actuación.

FASE I: Trabajos de campo, actualización documental e integración en una base de datos

Actuaciones requeridas (resumen)

1. Recopilar información sismotécnica a escala regional
2. Actualizar información sismotécnica en un entorno de 50 Km.
3. Actualizar información geodinámica del emplazamiento.
4. En caso de identificar fuentes potencialmente capaces o sismogénicas en un entorno de 25 Km, analizarlas en detalle según un plan específico. Un informe con los resultados de estas acciones se enviará al CSN en 12 meses, incluyendo el plan específico si fuera de aplicación.
5. Configurar una base de datos de geociencias específica del emplazamiento que reúna de forma estructurada la información complementaria recopilada.

Plazos

- En 6 meses, envío del plan de actividades de la Fase I.
- En 24 meses, realización de la fase I y envío de informe de resultados.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO, PENDIENTE CIERRE***

El titular ha enviado el plan de actividades y el informe de resultados

[carta de ref. CNV-L-CSN-6227]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6286]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6366]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6377]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6459]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6491]

[carta de ref. CNV-L-CSN-6688]

El titular ha completado las actuaciones correspondientes a la Fase I. Para llevar a cabo las actividades de la Fase II, se requiere la apreciación favorable de la Fase I por el CSN, estando actualmente en fase final de evaluación por ese organismo.

FASE II: Análisis integrado de peligrosidad sísmica (metodología SSHAC, nivel 3)

Actuaciones requeridas (resumen)

6. Obtener las curvas de peligrosidad sísmica en la base de cimentación de las estructuras del emplazamiento.

7. Abordar el tratamiento de incertidumbres mediante un proceso apropiado de integración de opinión de expertos, mediante el desarrollo de tres seminarios abiertos de expertos. En dos meses tras la realización de cada uno de estos seminarios se remitirá informe de resultados al CSN.

Plazos

- En 12 meses, envío del plan de actividades de la Fase II (que se actualizará, si procede, con el envío de informe de resultados de la Fase I).
- En 18 meses tras la apreciación favorable de los resultados de la Fase I, realización de la Fase II (plazo tentativo, a confirmar por el CSN).
- En 3 meses desde la finalización de la Fase II, envío del informe final de resultados.

⇒ Cumplimiento: PENDIENTE DE FINALIZACIÓN

El titular envió en plazo el plan de actividades de la Fase II. El plazo para completar el plan y enviar el informe final depende de la fecha de apreciación favorable por el CSN de la fase I y, por tanto, está por definir.

14. CSN/ITC/SG/VA2/17/01. Modificación de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la autorización de explotación en vigor de la CN de Vandellós II incluidas en el escrito de referencia CSN/VA2/SG/10/01

Esta instrucción es consecuencia de la modificación de la Condición 3 del Anexo de Límites y Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación (párrafo 3.1), que establecía que cualquier revisión del Plan de Emergencia Interior (PEI) debía ser aprobada por la Administración, previo informe favorable del CSN, antes de su entrada en vigor.

El ministerio competente, MINETAD, modificó dicha Condición 3, a propuesta del CSN. Mediante esta modificación, la Condición 3 incorpora una nueva sistemática de revisión del PEI, introduciendo una serie de criterios que posibilitan que, en adelante, la aprobación de las revisiones del PEI por parte de la Administración sea necesaria sólo para casos muy limitados en los que dicha revisión tenga un impacto significativo en la seguridad, mientras que el resto de las revisiones pueden realizarse bajo la responsabilidad del titular.

La ITC desarrolla esta modificación de la Condición 3, modificando la ITC nº 1 asociada a la renovación de la Autorización de Explotación, e incorporando una nueva ITC asociada a la nueva Condición 3.7.

En consonancia con lo anterior, por medio de esta ITC se modifica la mencionada ITC nº 1, añadiendo al texto anterior requisitos específicos relativos a las revisiones del PEI, que se añaden a los requisitos relativos al RF que se introdujeron mediante la CSN/ITC/SG/VA2/15/01 [11].

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de este requisito en las solicitudes de aprobación de modificaciones del PEI recibidas a partir de la fecha de emisión de la ITC

Asimismo, por medio de esta ITC se incorpora una nueva ITC asociada a la Condición 3.7, donde se establecen los aspectos de las propuestas de modificaciones al PEI que requieren autorización:

- a. Cambios derivados de nueva reglamentación o de guías o instrucciones en materia de gestión de emergencias.
- b. Cambios en el texto de suceso iniciadores.
- c. Modificación en los criterios de clasificación de las categorías de emergencia y de su declaración.
- d. Modificaciones en los criterios y contenidos de las notificaciones a las autoridades.
- e. Cambios en la organización de respuesta del titular y en las dependencias orgánicas de sus puestos.
- f. Cambios en las instalaciones y en la dotación de medios humanos y/o materiales de la organización de respuesta y equipos de emergencia.
- g. Cambios en las acciones y medidas de respuesta ante emergencia.
- h. Cambios en las funciones de apoyo exterior ante emergencias.
- i. Cambios en los mecanismos de mantenimiento del plan, entre otros aquéllos que afecten al coordinador del PEI o al plan de formación y entrenamiento del personal.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento de este requisito en el proceso de modificación del PEI a partir de la fecha de emisión de la ITC

15. CSN/C/SG/VA2/17/11. Modificación de la Instrucción Técnica Complementaria nº 5, asociada a la Condición 4.1 de la autorización de explotación en vigor de la CN de Vandellós II, incluida en el escrito de referencia CSN/VA2/SG/10/01

Esta instrucción modifica la ITC nº 5, aplicable a los informes anuales sobre experiencia operativa propia y ajena. El objeto de la misma es adaptar el punto c), “Experiencia externa”, del apartado donde se define el contenido de los informes al nuevo programa internacional del *Institute of Nuclear Power Operations* (INPO), de Estados Unidos, en virtud del cual esta institución pasa a dirigir todas las iniciativas de colaboración a través de la *World Association of Nuclear Operators* (WANO).

El único cambio en el punto c) mencionado que cambian es lo que va en negrilla:

Los distintos tipos de experiencias externas a considerar son:

- ***Event Reports Level 1 y 2 de INPO que se reporten en la web de WANO***

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El contenido de los informes anuales de experiencia operativa propia y ajena se ha ajustado a lo requerido por esta ITC, desde la fecha de su emisión

16. CSN/ITC/SG/VA2/18/01. Instrucción Técnica Complementaria sobre 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. CN Vandellós II

El origen de esta ITC está en la transición de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), de acuerdo con el modelo del USNRC NUREG-1431, proceso que actualmente está en proceso de evaluación. Las ETFM no incluyen los requisitos del sistema de protección contra incendios (PCI), por lo que hay que establecer mecanismos para el control de dichos requisitos. Además, por la ITC se establecen requisitos para completar y homogeneizar el contenido del Estudio de Seguridad (ES) en los que se refiere al Programa de Protección Contra Incendios.

Se requiere:

1. Incorporar al ES, en la siguiente revisión preceptiva, y de forma explícita o por referencia, el Análisis de Parada Segura en caso de incendio y el Análisis de Riesgo de Incendio, además de los sistemas de PCI.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS) ha realizado una revisión de cumplimiento de esta ITC por el titular, sin identificar ningún incumplimiento; si bien indica que realizará comprobaciones posteriores dentro del proceso de supervisión habitual. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.8.1.1 de la PDT

2. Llevar a cabo y mantener el contenido del Programa de PCI tal y como se describe en el ES y en el Manual de PCI

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS) ha realizado una revisión de cumplimiento de esta ITC por el titular, sin identificar ningún incumplimiento; si bien indica que realizará comprobaciones posteriores dentro del proceso de supervisión habitual. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.8.1.1 de la PDT

3. Cualquier modificación del Programa de PCI que implique cambios en la base de licencia, que afecte negativamente a la capacidad para alcanzar y mantener la parada segura en caso de incendio requerirá autorización según el artículo 25 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR).

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento.

17. CSN/ITC/SG/VA2/20/01. Instrucción Técnica Complementaria sobre pruebas para dar cumplimiento a los requisitos de aptitud física de los miembros de la brigada de protección contra incendios de CN Vandellós II

La ITC establece criterios aceptables para demostrar la aptitud física de los miembros de la brigada de PCI.

⇒ ***Cumplimiento: La ITC es muy reciente (13 de marzo de 2020), y por tanto ha entrado en vigor en el periodo de alarma por la pandemia provocada por la COVID-19. Por su naturaleza, no requiere respuesta del titular.***

Al CSN, como resultado de su proceso de inspección y control, no le consta ningún incumplimiento. En el futuro el cumplimiento de la ITC será objeto de supervisión por parte del área competente (Área de Análisis Probabilista de Seguridad, AAPS)

18. CSN/ITC/SG/VA2/20/02. Instrucción Técnica Complementaria sobre acreditación y acceso de los inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear a las instalaciones nucleares y radiactivas. CN Vandellós II

1. El titular de la instalación deberá facilitar, sin dilaciones, el acceso a las personas acreditadas como Inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear, considerados a tal efecto como agentes de la autoridad, de acuerdo con el artículo 43 del Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas y con el artículo 41 del Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas.

⇒ ***Cumplimiento: La ITC es muy reciente (25 de marzo de 2020), con entrada en vigor un mes después de su recepción. Por tanto, ha entrado en vigor en el periodo de alarma por la pandemia provocada por la COVID-19. En la fecha de elaboración de este informe, el estado de alarma persiste y, consecuentemente, la actividad inspectora del CSN está interrumpida (a excepción, en su caso, de alguna visita a la instalación de la Inspección Residente). Por otra parte, no requiere respuesta del titular.***

En cualquier caso, al CSN, como resultado de su proceso de inspección, no le consta incumplimiento.

2. El listado del personal facultativo acreditado por el Consejo de Seguridad Nuclear para el ejercicio de la función Inspectora será remitido al titular por carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear del CSN, y será actualizado periódicamente o cuando se produzcan cambios en el mismo.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**

(no es requisito para el titular)

3. El titular deberá establecer y aplicar un protocolo específico para acceso a la instalación del personal facultativo acreditado como Inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear que, sin menoscabo de las medidas de seguridad requeridas, permita su acceso a la misma sin dilaciones innecesarias.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Al CSN, como resultado de su proceso de inspección, no le consta incumplimiento.

RESUMEN Y CONCLUSIONES

Se ha revisado el cumplimiento de todos los requisitos exigidos al titular de CN Vandellós II en el Condicionado de la AE vigente, en las ITC asociadas a dicha AE, así como de otras ITC emitidas por el CSN posteriormente, a lo largo del periodo de vigencia de dicha autorización.

Como conclusión global, cabe destacar el cumplimiento de todos los requisitos establecidos en el Condicionado e ITC que requieren alguna acción por parte del titular. El único incumplimiento parcial y puntual detectado por el CSN se ha subsanado, y por tanto el requisito afectado se considera cumplido. Actualmente está en curso de ejecución uno de los requisitos (desarrollo de la Fase II de la ITC establecida para actualizar la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas), porque aún no ha expirado el plazo establecido.

En la tabla se resumen los resultados de la revisión de cumplimiento realizada.

	Nº total	Nº total de epígrafes (requisitos) revisados	estado de cumplimiento (i)					
			N/A	C	SA	A	I	N/D
Condicionado (AE)	11 condiciones	30	5	24	0 (ii)	0	0	1
ITC asociadas a la AE	15 ITC	47	0	46	1	0	0	0
ITC posteriores	18 ITC	124	1	12 2	0	1	0 (iii)	0

(i)

N/A = no aplica (no requiere cumplimiento por parte del titular)

C = cumplido

SA = cumplido mediante una solución alternativa a la propuesta por el CSN

A = abierto: iniciado, pendiente de finalizar cumplimiento (no ha expirado el plazo límite)

I = se ha producido incumplimiento

N/D = información no disponible en el CSN (requisito establecido por el ministerio competente, a quien debe enviarse la información requerida)

(ii)

Entre las 72 actuaciones adicionales que el titular ha realizado en cumplimiento de la tercera parte del segundo epígrafe de la Condición 8 (otras acciones adicionales a las derivadas de la evaluación de la RPS y de la NAC), 3 de ellas las ha cumplido mediante una solución alternativa a la propuesta por el CSN.

(iii)

El CSN detectó el incumplimiento parcial de un único aspecto que afecta a la ITC post-Fukushima denominada ITC-adaptada (requisito 2.1, Protección contra grandes incendios más allá de las bases de diseño de la central), según se detalla en la PARTE TERCERA. Una vez emitido un apercibimiento y realizadas por el titular las acciones correctoras establecidas por el CSN, se han dado por cumplidos todos los requisitos de esta ITC.

ANEXO I

CUMPLIMIENTO DE LAS ACCIONES DERIVADAS DE LA CONDICIÓN nº 8 DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN VIGENTE

Durante el periodo de vigencia de esta Autorización, el titular llevará a efecto los Programas de Mejora de la Seguridad de la central identificados en la Revisión Periódica de la Seguridad realizada en apoyo de la solicitud de la presente Autorización, modificadas, en su caso, con las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emita al respecto.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO.**

De acuerdo con la PDT que sustenta la AE vigente, los Programas de Mejora de la Seguridad identificados en la anterior RPS son:

- *Programa de mantenimiento de las bases de licencia de la central*
- *Programa de mejora de la organización y factores humanos*
- *Programa de mejora de la cultura de seguridad*
- *Programa para la adaptación de la central a la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)*
- *Plan de acción de mejora de gestión de la seguridad*
- *Programa de formación de personal con y sin licencia*
- *Programa de garantía de calidad*
- *Programa de autoevaluación*
- *Procedimientos de operación y procedimientos de operación de emergencia*
- *Plan estratégico*
- *Programa de mejora de la Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)*
- *Programa de barras de combustible segmentadas*

El titular considera que los Programas de Mejora de la Seguridad identificados en la anterior RPS están ya integrados dentro de la sistemática de trabajo de la central. Asimismo, el titular informa, en relación con el programa de mejora de las ETF (programa MERITS), que hay una entrada en el Programa de Acciones Correctoras (PAC) para su seguimiento. En relación con dicho programa, actualmente la evaluación del CSN está muy avanzada y el titular prevé la implantación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) en la central en 2021

[carta de ref. CNV-L-CSN-5312]

En el curso de las evaluaciones de la actual RPS, las áreas especialistas del CSN han comprobado el cumplimiento de estos programas, sin que se haya identificado ningún incumplimiento

Asimismo, el titular llevará a cabo las propuestas de actuación contenidas en la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación relativas a la Revisión Periódica de la Seguridad y la Normativa de Aplicación Condicionada, en los plazos establecidos, así como las actuaciones comunicadas al titular como conclusión de la evaluación de la misma realizada por el CSN.

Cumplimiento: CUMPLIDO

En relación con RPS, ver ITC 13

En relación con NAC, ver ITC 14

Adicionalmente, el titular ha identificado e informado sobre diversas acciones derivadas de la AE vigente, según se resume a continuación:

- **Acciones de mejora derivadas de la revisión del análisis Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) - “Otros sucesos externos”: CERRADO, con el compromiso de implantar las recomendaciones del CSN**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5318]
- **Acciones derivadas de la evaluación de la guía reguladora de la USNRC RG 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Rev.2: CERRADO, con:**
 - i. **la modificación de ETFs “Inclusión de la temperatura de la piscina del combustible gastado”**
 - ii. **la incorporación de la RG 1,13, rev.2, a las bases de licencia (BL) de la central para futuros análisis de accidentes y criticidad**
 - iii. **modificaciones documentales asociadas**
 - iv. **acciones de mejora en la gestión interna**
 [carta de ref. CNV-L-CSN-5283]
 [carta de ref. CNV-L-CSN-5431]
 [carta de ref. CNV-L-CSN-5463]
 [carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
- **Revisión de las Guías de Accidente Severo (GGAS) y ayudas informáticas al Centro de Apoyo Técnico (CAT): CERRADO, con la revisión general de las GGAS (ver ITC 13.c.2) y el análisis e implantación de ayudas informáticas**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5286]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5594]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5766]
- **Homogeneizar el análisis de fiabilidad humana realizado para el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) a potencia y en otros modos de operación (APSOM): CERRADO, en la edición 5 del APS de la central**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5637]
- **Incluir en el APS de nivel 1 datos referentes a diversos sistemas de la central: CERRADO, en la edición 5 del APS de la central**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5637]
- **Realizar estudio sobre el tipo de componente “fin de carrera” para el APS de nivel 1: CERRADO, con la realización del estudio y de las actuaciones resultantes del mismo**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5574]

- *Actualizar los sucesos relacionados con pérdida de potencia exterior en el APS de nivel 1: CERRADO, a partir de un estudio sectorial sobre el tema, habiendo aplicado los resultados tanto al APS de nivel 1 como al APS de nivel 2 de sucesos internos a potencia, que son la base de todos los restantes APS*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-6076]
- *Utilizar la base de datos genérica aplicable a los APS españoles al APS de nivel 1 de la central: CERRADO, en la edición 5 del APS de la central*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5637]
- *En relación con el APS de nivel 2, justificar dos aspectos específicos relativos a las hipótesis de los análisis: CERRADO, con la carta de respuesta correspondiente*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5446]
- *En el APSOM, plantear escenarios específicos en el estado operacional de la planta nº 10: CERRADO, en la edición 3 del APSOM de la central*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-6078]
- *Realizar seguimiento sobre la emisión de algunos procedimientos a los que se da crédito en el APSOM: CERRADO, tras comprobar la emisión de dichos procedimientos*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
- *En el APSOM, analizar si a las potenciales indisponibilidades por mantenimiento preventivo, correctivo y pruebas de las que no se ha encontrado ningún caso real se les debe asignar el mismo valor umbral que en el APS de nivel 1: CERRADO, con la realización del análisis y de las actuaciones resultantes del mismo*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5575]
- *En el APSOM, justificar las hipótesis de modelación y asignación de indisponibilidades en relación con escenarios con pérdida de soportes del Sistema de Evacuación del Calor Residual (RHR) y de sistemas de aire comprimido: CERRADO, con la realización de un análisis y de las actuaciones resultantes del mismo*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5287]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5575]

- **Incorporar la norma USNRC RG 1.26, rev.4 a las bases de licencia para futuras modificaciones de la planta: CERRADO, con la incorporación de la norma a la base de datos correspondientes, junto con otras actuaciones complementarias**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5288]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
- **Analizar aplicabilidad para futuras modificaciones de las normas USNRC RG 1.143, rev.2 y USNRC GL 81-38: CERRADO, con la incorporación de la norma a la base de datos correspondientes, junto con otras actuaciones complementarias**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5291]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
- **Revisar los documentos base de diseño (DBD) afectados por el “proyecto EJ”: CERRADO, con una revisión de los DBD que actualiza la información de todos los sistemas relacionados con el Sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5294]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5349]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, verificar que los medios auxiliares identificados en recorridos por la planta han sido retirados: CERRADO, con el cumplimiento del procedimiento de limpieza de cubículos de seguridad tras cada parada de recarga de combustible**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, revisar la fijación de las pantallas de las luminarias del edificio de contención a su estructura soporte: CERRADO (revisión realizada)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, reponer los pasadores del armario próximo a la caja C21 260PQW y dejar las puertas en posición cerrada: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, sustituir un conduit rígido próximo a la válvula neumática VN-GT10A, en el edificio de contención, por otro flexible: CERRADO (en lugar de la solución propuesta por el**

CSN, el titular ha desplazado el soporte de los conduits rígidos, evitando la posibilidad de dañar el actuador de la válvula en caso de sismo)

[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]

- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, verificar procedimiento de manejo de polipasto durante operación a potencia: CERRADO, con la inclusión de instrucciones para enclavar y desenclavar el polipasto***
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, fijar con grapas el trámex situado sobre los tanques de compensación en el edificio de componentes a la estructura metálica de soporte: CERRADO (realizado)***
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, utilizar vigas carril desmontables mediante uniones atornilladas para el mantenimiento de las válvulas en la sala M-3-44: CERRADO (realizado)***
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, adecuar la sujeción de los extintores en zonas expuestas a posibles impactos: CERRADO, con la instalación de soportes sísmicos en las zonas identificadas (excepto donde los carros de CO2 están sujetos con cadenas)***
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, reparar grieta en uno de los pedestales de hormigón del ventilador GL US02-A: CERRADO (realizado)***
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- ***En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, cierre de los ganchos o uso de mosquetones de seguridad en las luminarias próximas al centro***

de control de motores CCM 7C12: CERRADO, con la sustitución de ganchos abiertos por mosquetones de seguridad o cáncamos cerrados

[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]

- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, reponer el perno de fijación en el perfil KLK superior de sujeción del instrumento 2 PT AB01 A: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, rebajar la esquina de la placa soporte de los interruptores de final de carrera de la válvula HV AL05D: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, interponer material entre el ondulator CL-294 y el panel de relés PLA-52, en el edificio de control, que impida impacto durante sismo: CERRADO (realizado, habiéndose diseñado una unión específica para cada armario)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, cerrar los ganchos de suspensión de luminarias y colocación de distanciador en la sala de baterías del Sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ): CERRADO, con la sustitución de los ganchos abiertos por mosquetones cerrados**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, reponer los pernos de anclaje del armario A2 de sala de control: CERRADO (no es posible instalar los dos pernos previstos, pero se comprueba que el armario está anclado con otros seis pernos)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]

- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, instalar otro punto de sujeción en los armarios A24 y A25 en sala de control: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, despejar el interior del armario A64 en sala de control: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, anclar al suelo el mobiliario de sala de control: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, interponer material o distanciador entre los centros de control de motores CCM 7C33 y CCM 7C24: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, estudiar posibilidad de recortar parte del soporte del instrumento próximo al tubo flexible del JE-T02A, en el edificio diésel, para evitar que se golpeen en caso de sismo: CERRADO (analizado y realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, colocar correctamente las protecciones de las cajas próximas al tanque AP-T01, o retirarlas si no son imprescindibles: CERRADO (retiradas)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, aplicar soldadura continua a la unión de la chapa apoyada sobre los aerorrefrigeradores KJ-E21A y KJ-E22B, en la terraza del edificio diésel: CERRADO (realizado; si bien se identificó**

un error en la denominación de los aerorrefrigeradores afectados, por lo que la acción se realizó finalmente sobre KJ-E21A, KJ-E21B y KJ-E22B)

[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]

- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, modificar el montaje de las acometidas de los conduits de los instrumentos FT-BC-17A, FT-BC-17B y PT-600B, en el edificio auxiliar: CERRADO (realizado, eliminando las interferencias identificadas)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, modificar la configuración de los soportes de los conduits en la terraza del edificio diésel (azotea del edificio diésel y muro del edificio auxiliar): CERRADO (se concluye que no es necesaria la acción, tras la revisión de los cálculos de flexibilidad de los conduits, que descarta la posibilidad de rotura)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, aclarar la sistemática de montaje de los relés ARTECHE, analizando las condiciones de calificación: CERRADO (no existe una sistemática general de montaje, pero se ha comprobado que estos componentes disponen de suficiente margen sísmico y se han implantado acciones de mejora, todo ello independientemente del montaje)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, implantar la “Modificación de maniobras de VMEG45A y VMEG45B”, con lo que las estructuras del edificio auxiliar y del edificio de contención en el cubículo M-344 queda independizadas: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- **En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, implantar la “Modificación del soporte del indicador de nivel del tanque de gas-oil JET02A”:**
CERRADO (realizado)
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]

- *En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, aplicar soldadura continua a la unión de la chapa soldada apoyada sobre el aerorrefrigerador KJ-E22B: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- *En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, cerrar los ganchos o usar mosquetones de seguridad en varios cubículos: CERRADO, con la sustitución de ganchos abiertos por ganchos cerrados en penetraciones turbinas W-2-5; cubículo M-4-15, del edificio auxiliar; cubículo M-4-16, del edificio auxiliar; y sala S-1-14, del edificio de control*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
- *En relación con acciones de mejora derivadas del IPEEE Sísmico, implantar la “Modificación del soporte de los conductos rígidos asociados a los finales de carrera de la válvula VN-GT10A”: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5296]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5608]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5781]
- *En relación con el cumplimiento de la USNRC GL 80.02 “Quality assurance requirements regarding diesel generators fuel oil”, considerar el gas-oil de los generadores diésel de emergencia elemento relacionado con la seguridad y sometido al Programa de Garantía de Calidad, con algunas consideraciones específicas: CERRADO, con la acción de homologar a los suministradores de acuerdo con la normativa aplicable*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5303]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5401]
- *En relación con el cumplimiento de la USNRC GL 80.02 “Quality assurance requirements regarding diesel generators fuel oil”, realizar un análisis comparativo entre normas y requisitos técnicos y de calidad para el gas oil contemplados en la USNRC RG 1.137, “Fuel oil systems for emergency power supplies” y las normas y requisitos aplicables en la central como alternativa razonable a dicha guía reguladora: CERRADO (realizado el análisis, que concluye que la central cumple la USNRC RG 1.137, siendo en determinados aspectos más exigente)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5314]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5384]

- **En relación con el Plan de mejora de gestión de la Regla de Mantenimiento, realizar un programa de apoyo para la realización de los informes pendientes de la Regla de Mantenimiento: CERRADO, con la elaboración de los informes pendientes**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5308]
- **En relación con el Plan de mejora de gestión de la Regla de Mantenimiento, implantar un panel de indicadores para monitorizar un proceso de autoevaluación de la eficacia de la gestión de la Regla de Mantenimiento: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5308]
- **En relación con el cumplimiento de la USNRC GL 79.46 "Containment purging and venting during normal operation", y de la USNRC GL 79.54 "Containment purging and venting during normal operation", modificar el Estudio de Seguridad (ES) para actualizar lo relativo a rejillas, y para identificar análisis que justifican el cumplimiento de las posiciones B.5.A y B.5.C de la Branch Technical Position BTP CSB-6-4: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5310]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5652]
- **En relación con el cumplimiento de la USNRC GL 79.46 "Containment purging and venting during normal operation", y de la USNRC GL 79.54 "Containment purging and venting during normal operation", emitir propuesta de modificación de la Especificación Técnica de Funcionamiento (ETF) 3/4.6.1.8, Sistemas de ventilación de la contención: CERRADO (realizado; la propuesta fue autorizada)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5310]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5422]
- **En relación con el cumplimiento de la USNRC GL 79.46 "Containment purging and venting during normal operation", y de la USNRC GL 79.54 "Containment purging and venting during normal operation", formalizar el cálculo que justifica el cumplimiento de las posiciones B.5.A de la Branch Technical Position BTP CSB-6-4 respecto a las dosis en el emplazamiento: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5310]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5459]
- **En relación con la evaluación de la USNRC GL 1.7 "Control of combustible gas concentrations in containment", en sus revisiones 2 y 3, prolongar en el tiempo los análisis de transitorios de presión en la contención más allá de los vigentes, para justificar las presiones en contención en el momento de operar la purga de hidrógeno, realizando los cambios de diseño pertinentes en función de los resultados, e incorporando al ES o a un cálculo soporte del diseño estos análisis: CERRADO, con la realización de los nuevos análisis y la incorporación de los cálculos al ES**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5311]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5588]

- **En relación con la evaluación de la USNRC GL 1.7 “Control of combustible gas concentrations in containment”, en sus revisiones 2 y 3, emitir propuesta de cambio a ETF para entrada en servicio de los nuevos detectores de hidrógeno, incluyendo una calibración basada en dos puntos a distintas concentraciones: CERRADO (realizado; la propuesta fue autorizada)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5311]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5616]
- **En relación con el proyecto de migración a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), remitir el programa de trabajo: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5312]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5406]
- **En relación con la propuesta de inspección de la instrumentación de caudal de los lazos del circuito primario derivado de análisis de la USNRC RG 1.53, “Application of the single-failure criterion to nuclear power plant protection systems”, rev.2, incluir en los manuales de inspección la inspección visual a metal descubierto de las soldaduras del tubing de los instrumentos: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5313]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5411]
- **En relación con la propuesta de inspección de la instrumentación de caudal de los lazos del circuito primario derivado de análisis de la USNRC RG 1.53, “Application of the single-failure criterion to nuclear power plant protection systems”, rev.2, realizar las inspecciones propuestas: CERRADO (realizadas las inspecciones a los tres lazos en la parada de recarga de combustible 17 y establecida una frecuencia de inspeccionar un lazo cada parada recarga en lo sucesivo)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5313]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5550]
- **En relación con la evaluación del IPEEE de sucesos externos, rev.2, revisar el informe IT-5002, rev.2, para incluir varias mejoras: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5318]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5654]
- **En relación con la evaluación del IPEEE de sucesos externos, rev.2, resolver una debilidad identificada en el pozo de tendones de contención: CERRADO, con la implantación en dos fases de la modificación de diseño “Acondicionamiento del hueco de tensado entre edificio auxiliar y contención para el bombeo”**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5318]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5447]
- **En relación con el APS de inundaciones y el Manual de protección contra inundaciones internas, elaborar informe con el tratamiento dado a cada uno de los pendientes identificados en la evaluación de la rev.0 del APS de inundaciones: CERRADO (realizado)**

[carta de ref. CNV-L-CSN-5321]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5449]

- *En relación con el APS de inundaciones y el Manual de protección contra inundaciones internas, considerar el análisis de vulnerabilidad de sellados en el marco del cumplimiento de la ITC sobre el Manual de protección contra inundaciones internas: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5321]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5475]
- *Incorporar a las BL de la central la norma IEEE Std 765-2006 “IEEE standard for PPS for NPP”: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- *En relación con la incorporación a las BL de la norma IEEE Std 765-2006 “IEEE standard for PPS for NPP”, completar desarrollo e implementar la solicitud de cambio de diseño SCD-V/30926, para la mejora de la selectividad en las protecciones de los centros de distribución de 125 VCC: CERRADO (implantada en dos etapas)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
[carta de ref. CNV-L-CSN-6006]
- *En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.32 “Criteria for power systems for nuclear power plants”, rev.3, incluir en el procedimiento de operación de los generadores diésel de emergencia una precaución en relación con el tiempo de funcionamiento en paralelo de los diésel y la red exterior durante pruebas: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5339]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- *En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.32 “Criteria for power systems for nuclear power plants”, rev.3, incorporar la norma a las BL de la central: CERRADO (realizado)*
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]

- **En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.32 “Criteria for power systems for nuclear power plants”, rev.3, implantar en uno de los trenes la modificación de diseño prevista para optimizar la selectividad y coordinación en la parte magnética de las protecciones en el sistema de corriente continua: CERRADO (realizado; ya implantado en ambos trenes)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- **En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.153 “Criteria for safety systems”, rev.1, corregir el ES, donde se refleja erróneamente la actuación de aislamiento de la ventilación normal del edificio auxiliar por señal de pérdida de suministro exterior: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5467]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- **En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.153 “Criteria for safety systems”, rev.1, completar el desarrollo de la propuesta de modificación de diseño PSL-C-IPV-0037: ANULADO (por duplicidad con la ITC 14 e.2)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- **En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.153 “Criteria for safety systems”, rev.1, identificar la USNRC RG 1.153, rev.1 como normativa a analizar en cuanto a aplicabilidad y definición del alcance de aplicación cuando se aborde una modificación de diseño que tenga un nexo claro con el contenido de la norma: CERRADO, con la incorporación de la norma con la precisión mencionada a la base de datos “Bases de Licencia”**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]
- **Justificar documentalmente la afirmación del fabricante de que los cambios incorporados en la versión 4.02 del software del controlador digital de temperatura de salida de agua enfriada del Sistema de agua esencial enfriada (GJ) no afectan a las conclusiones del informe de dedicación y validación del software en su versión 4.00: CERRADO, con la emisión del dossier de calificación del software**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5448]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]

- **En relación con la evaluación del cumplimiento de la USNRC RG 1.180 “Qualification of safety-related vented lead-acid storage batteries for nuclear power plants”, rev.1, y de la USNRC RG 1.204 “Guidelines for lightning protection of nuclear power plants”, rev.0, incorporar ambas normas a las BL de la central para su consideración en futuras modificaciones de diseño que tengan un nexo claro con el contenido de las normas, con la posibilidad de considerar otras normas que aporten un grado de seguridad equivalente: CERRADO (realizado)**
[carta de ref. CNV-L-CSN-5290]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5331]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5473]
[carta de ref. CNV-L-CSN-5702]

No se ha identificado ningún incumplimiento derivado del seguimiento de estas propuestas por parte de la jefatura de proyecto ni de las áreas especialistas del CSN.

En lo que se refiere al Plan PROCURA, el titular deberá cumplir dicho plan de manera que esté implantado en el año 2012. En el marco de la supervisión continua del plan por parte del CSN, se deberá proporcionar información al CSN sobre las previsiones incluidas en el Plan de Actuaciones anual del titular, en el primer trimestre de cada año.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La implantación del Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA) finalizó en plazo. El informe final, con el que el titular dio por finalizado el proceso, fue enviado en enero de 2013.

Hasta entonces, el titular envió la información requerida. En 2011 envió el Plan de Actuaciones de ANAV 2011-2015, en el que se recogen las actividades correspondientes a 2010 y las previstas para el quinquenio 2011-2015. Posteriormente actualizó esta información con un envío sobre las previsiones para 2012. Ya en 2012, envió el Plan de Actuaciones de ANAV 2012-2016, en el que se recogen las actividades correspondientes a 2011 y las previstas para el quinquenio 2012-2016.

[carta de ref. CNV-L-CSN-5461]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5497]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5694]

[carta de ref. CNV-L-CSN-5823]

ANEXO II

CUMPLIMIENTO DE LAS ITC POST-FUKUSHIMA
 INFORMACIÓN DETALLADA RELATIVA A CADA ITC

CNVA2/VA2/SG/11/06. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con la realización de las “pruebas de resistencia” previstas a nivel europeo para las centrales nucleares

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-1**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).

Requisitos

- Enviar antes de 31.10.11 un informe detallado con los resultados de los análisis que se indican, que corresponden a las pruebas de resistencia definidas en el ámbito de WENRA, ENSREG y la UE, así como una propuesta que detalle las medidas a implantar y su programación.

Análisis requeridos

1. Definición de las pruebas de resistencia.
2. Proceso para llevar a cabo las pruebas de resistencia.
3. Alcance técnico de las pruebas de resistencia.
4. Aspectos generales.
 - a. Formato del informe.
 - b. Hipótesis.
 - c. Información a incluir en el informe.
 - d. Documentación soporte.
5. Análisis de los aspectos relevantes.
 - i. Terremotos
 - I. Base de diseño
 - a) Terremotos para los que se diseñó la planta.
 - b) Disposiciones para proteger la planta del DBE (*terremoto base de diseño*).
 - c) Cumplimiento de la base de licencia actual.
 - II. Evaluación de márgenes
 - ii. Inundaciones
 - I. Bases de diseño
 - a) Inundación máxima contra la que se diseñó la planta.

- b) Disposiciones para proteger la planta contra la DBF (*inundación base de diseño*).
- c) Cumplimiento de la base de licencia actual.
- II. Evaluación de márgenes
- iii. Pérdida de energía eléctrica y pérdida del sumidero final de calor
 - a) Pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP).
 - b) Pérdida de energía eléctrica exterior y de las fuentes de energía interiores de respaldo (SBO).
 - c) Pérdida del sumidero final de calor (UHS) principal.
 - d) Pérdida del UHS principal con SBO.
- iv. Gestión de accidentes severos

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El informe fue enviado en plazo

[carta de ref. CNV-L-CSN-5623]

El informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 indica que todas las actuaciones relativas a la ITC-1 se encontraban finalizadas y cerradas a fecha de 31.12.13, según queda reflejado en el informe de referencia CSN/INF/GENER/14/905, que fue examinado por el Pleno del CSN en abril de 2014

Para mayor información, pueden consultarse los informes citados

- Enviar antes de 15.08.11 un informe preliminar en el que se detalle el estado de avance de los análisis, incluyendo propuestas de medidas a implantar ya identificadas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El informe preliminar fue enviado en plazo

[carta de ref. CNV-L-CSN-5601]

El informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 indica que todas las actuaciones relativas a la ITC-1 se encontraban finalizadas y cerradas a fecha de 31.12.13, según queda reflejado en el informe de referencia CSN/INF/GENER/14/905, que fue examinado por el Pleno del CSN en abril de 2014

Para mayor información, pueden consultarse los informes citados

CNVAN/VA2/SG/11/14. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con el desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-2**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).

Requisitos

- Enviar antes de 31.12.11 un análisis que contenga un estudio de las acciones incluidas en esta ITC, así como una propuesta que detalle las medidas a implantar y su programación. Esta programación detallará las medidas a implantar de forma inmediata, las que se implantarán en los siguientes seis meses y las que restasen por implantar hasta 31.12.12.

Contenido del análisis

- I. Dirección y control de la emergencia.
- II. Extinción de grandes incendios.
- III. Mitigación de daño al combustible.
- IV. Reducción de emisiones radiactivas.
- V. Alcance técnico de las pruebas de resistencia.

Aspectos transversales a considerar en el análisis

- I. Revisión de procedimientos.
- II. Entrenamiento del personal.
- III. Equipos.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El análisis con el contenido y programación requeridos fue enviado en plazo [carta de ref. CNV-L-CSN-5647]

El informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 indica que todas las actuaciones relativas a la ITC-2 se encontraban finalizadas y cerradas a fecha de 31.12.13, según queda reflejado en el informe de referencia CSN/INF/GENER/14/905, que fue examinado por el Pleno del CSN en abril de 2014

Para mayor información, pueden consultarse los informes citados

- Antes de 31.12.12 deberán estar implantadas todas las medidas resultantes de la aplicación de la ITC. Si de forma excepcional no fuera posible implantar alguna de las medidas en el plazo, justificar convenientemente tal situación y proponer una fecha de implantación tan temprana como sea posible.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Las medidas se implantaron de acuerdo con lo establecido

El informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 indica que todas las actuaciones relativas a la ITC-2 se encontraban finalizadas y cerradas a fecha de 31.12.13, según queda reflejado en el informe de referencia CSN/INF/GENER/14/905, que fue examinado por el Pleno del CSN en abril de 2014

Para mayor información, pueden consultarse los informes citados

CNVAN/VA2/SG/19. CN Vandellós II. Instrucción Técnica Complementaria sobre requisitos de confidencialidad asociados al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño que pudieran provocar la pérdida potencial de grandes áreas de la central

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-confidencialidad**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA; aquí se resumen exclusivamente los requisitos establecidos por el CSN)

Requisitos

Esta ITC únicamente modifica un requisito de la ITC CNVAN/VA2/SG/11/14 analizada anteriormente, ITC-post-Fukushima ("ITC-2"), que queda como sigue:

- Toda la documentación que se maneje y genere dentro de este proceso será considerada como de "difusión limitada"⁸, excepto documentos de otros organismos reguladores o entidades sometidos en sus países a restricciones especiales, las cuales serán de aplicación también en este proceso, y aquella información que el titular considere especialmente sensible desde el punto de vista de la seguridad física de la instalación y que deberá ser explícitamente identificada en el informe de 31.12.11. que será clasificada como "confidencial".

Posteriormente, por la ITC CSN/ITC/SG/VA2/13/04 (ITC post-Fukushima "adaptada") que se incluye en el epígrafe 10), el CSN eliminó estas restricciones, salvo en aquellos casos en los que el titular identifique explícitamente que sus respuestas pudieran contener "información sensible" desde el punto de vista de la seguridad física de la instalación, en cuyo caso propondrá darles el tratamiento apropiado de "confidencial" o de "distribución limitada".

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

No consta incumplimiento del requisito de clasificación de la documentación desde el punto de vista de la confidencialidad notificado por el área responsable (SEFI, Seguridad Física)

⁸ La clasificación de esta documentación como de "difusión limitada" supone que el titular deberá elaborar y controlar una lista de las personas a las que se permite acceso a la misma, y en donde se especificará si este acceso es a toda la documentación o sólo a una parte de la misma

CSN/ITC/SG/VA2/12/01. Instrucción Técnica Complementaria a CN Vandellós II en relación con los resultados de las “Pruebas de Resistencia” realizadas por las centrales españolas

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-3**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).

Requisitos (medidas de mejora)

1. Aspectos generales.

1.1 En 6 meses, enviar propuesta con planificación detallada del proceso de implantación de las mejoras identificadas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la propuesta de acuerdo con lo establecido [carta de ref. CNV-L-CSN-5792]

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.2 Definición de corto, medio y largo plazo en el contexto de las acciones propuestas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Las acciones propuestas tienen un plazo límite de acuerdo con lo requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.3 Todas las modificaciones a incorporar a la instalación deberán ir acompañadas de los correspondientes procedimientos de operación. El personal asignado a la operación de nuevos equipos deberá recibir formación y entrenamiento en su uso. Debe comprobarse que los nuevos equipos mantendrán su capacidad en las condiciones asociadas a los sucesos a los que tiene que hacer frente. El almacenamiento de los equipos portátiles se realizará en zonas de acceso garantizado, no afectado por los sucesos postulados. Se establecerá un programa de vigilancia y pruebas periódica para estos equipos

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Las modificaciones a incorporar llevaban asociados los procedimientos de operación y los requisitos de formación y entrenamiento, resistencia a los sucesos postulados, accesibilidad a las zonas de almacenamiento y pruebas y vigilancias establecidos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.4 La incorporación de los equipos portátiles deberá ir acompañada de un estudio valorando las condiciones reales en que sería necesario su uso, implantando las modificaciones necesarias para realizarlo de modo rápido y eficiente (filosofía “plug and play”)

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Los estudios fueron realizados y los equipos portátiles se instalaron de acuerdo con esta filosofía

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.5 Para los análisis adicionales que se requieren podrán utilizarse hipótesis y códigos de cálculo realistas. En caso de identificar conveniencia de mejoras adicionales u otras líneas de actuación como resultado de estos análisis, se propondrá un plan de implantación específico.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

La primera parte del epígrafe no requiere cumplimiento

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2. Sucesos externos (terremotos, inundaciones y otros sucesos naturales extremos).

2.1 Medidas requeridas en relación con terremotos:

2.1.1 En relación con los análisis de márgenes sísmicos:

- i. Implantar las acciones propuestas para aumentar la capacidad de resistencia sísmica (HCLPF) de los equipos que en los análisis realizados no alcanzaban el valor de 0.3 g tomado como sismo de revisión. Finalización de los análisis en el corto plazo, y finalización de la implantación de todas las modificaciones necesarias en el medio plazo.
- ii. Realizar un análisis complementario de la capacidad resistente de los bastidores y del liner de las piscinas de combustible gastado, y de su sistema de refrigeración, que garantice el valor de HCLPF de 0.3 g. Finalización corto plazo.
- iii. Enviar un documento en el que se identifiquen y detallen los sistemas, estructuras y componentes que disponen o van a disponer del margen sísmico de 0.3 g, clasificados de acuerdo con el criterio que en cada caso resulte aplicable: caminos de parada segura, integridad de contención, integridad o refrigeración de la piscina de combustible gastado, mitigación de situaciones de pérdida de suministro eléctrico (SBO), gestión de accidentes severos y los identificados en la aplicación de la ITC 2.1.31. Finalización corto plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó todas las acciones requeridas

No obstante, de acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, en los recorridos de inspección realizados en 2017 se detectaron algunos aspectos puntuales pendientes de resolución en lo que concierne al IPEEE sísmico. Comunicados al titular, se requirió su resolución en un plazo límite de 31.12.18. La comprobación de su cumplimiento la realiza el área especialista dentro del seguimiento del cumplimiento de la base de licencia de mantenimiento del margen sísmico, independientemente del seguimiento de las actuaciones post-Fukushima. En febrero de 2020, el Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) realizó la última inspección, no habiendo identificado desviaciones, incumplimientos ni hallazgos.

[CSN/AIN/VA2/20/1030]

Para mayor información, puede consultarse el informe citado

2.1.2 Enviar una revisión del informe del IPEEE sísmico para incluir los resultados de los nuevos análisis y actuaciones realizados en el contexto de las pruebas de resistencia. Finalización: en el plazo de seis meses tras la implantación de las modificaciones de diseño que hayan sido necesarias para alcanzar el objetivo previsto de margen sísmico (0.3 g).

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la revisión del IPEEE sísmico

No obstante, de acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, en los recorridos de inspección realizados en 2017 se detectaron algunos aspectos puntuales pendientes de resolución en lo que concierne al IPEEE sísmico. Comunicados al titular, se requirió su resolución en un plazo límite de 31.12.18. La comprobación de su cumplimiento la realiza el área especialista dentro del seguimiento del cumplimiento de la base de licencia de mantenimiento del margen sísmico, independientemente del seguimiento de las actuaciones post-Fukushima. En febrero de 2020, el Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) realizó la última inspección, no habiendo identificado desviaciones, incumplimientos ni hallazgos.

[CSN/AIN/VA2/20/1030]

Para mayor información, puede consultarse el informe citado

2.1.3 En relación con los efectos indirectos que podrían ser inducidos por un terremoto:

- i. Analizar las roturas circunferenciales de las tuberías que no sean Categoría Sísmica I (CS-I) considerando, adicionalmente a los análisis ya realizados, que para la mitigación de las consecuencias de la posible inundación, sólo se podrá dar crédito a las barreras disponibles que sean también CS-I. Para la realización de estos análisis serán de aplicación los criterios contenidos en la Branch Technical Position (BTP) 3-3 "Protection against postulated piping failures in fluid systems outside containment" en revisión 3 (marzo 2007).

Finalización de los análisis para cumplir con esta normativa, en los cuales se debe incluir el programa de implantación de las medidas necesarias en el que se justifique la prioridad de las acciones a acometer en función de los equipos potencialmente afectados, y su envío: 31 de diciembre de 2012. Estas medidas deberán quedar incorporadas en el medio plazo salvo aquellas que por su envergadura o complejidad se justifique la conveniencia de retrasarlas al largo plazo.

ii. Ampliar el alcance de los análisis de los márgenes sísmicos de las tuberías CS-I y realizar un análisis de comportamiento ante sismo de las tuberías no CS-I, para tener en cuenta aquellas que pudieran producir un suceso iniciador y la pérdida de sistemas de mitigación.

Finalización de los análisis: 31 de diciembre de 2012. Las posibles modificaciones deberán ser incorporadas en el medio plazo.

iii. Analizar aquellos escenarios de roturas que conlleven grandes liberaciones de fluido en la instalación con objeto de analizar si se dispone de capacidad de detección y de barreras adecuadas para hacer frente a estos escenarios. En este análisis no se dará crédito al disparo de bombas que no sean CS-I basándose sólo en el hecho de que al no estar cualificadas sísmicamente lo más probable es que dejen de funcionar en caso de terremoto.

Finalización de los análisis, en los cuales se debe incluir el programa de implantación de las medidas necesarias que se deriven de los mismos en el que se justifique la prioridad de las acciones a acometer en función de los equipos potencialmente afectados, y su envío: 31 de diciembre de 2012. Estas medidas deberán quedar incorporadas en el medio plazo salvo aquellas que por su envergadura o complejidad se justifique la conveniencia de retrasarlas al largo plazo.

iv. Completar el análisis sísmico propuesto de almacenamientos de material combustible y resolver las posibles vulnerabilidades y mejoras que se identifiquen.

Finalización de los análisis: 31 de diciembre de 2012. Las posibles modificaciones deberán ser incorporadas en el medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó todas las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608.

2.2 Medidas requeridas en relación con inundaciones externas

2.2.1 Realizar un análisis detallado de la capacidad de drenaje del emplazamiento con modelos actuales, para definir potenciales actuaciones de mejora dirigidas a incrementar la robustez frente al fenómeno de precipitaciones locales intensas. Finalización: Medio plazo para implantar las posibles actuaciones.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.2.2 Completar la revisión de estanqueidad en todos los sellados de penetraciones en galerías que conectan con edificios que contienen equipos relacionados con la seguridad, para dotarlos con resistencia hidrostática que supere la cota del emplazamiento.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó la revisión de estanqueidad requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.2.3 Completar el diseño y ejecutar el refuerzo del muro que canaliza el barranco de Malaset, para garantizar que no se produzca en ningún caso la entrada de agua en el emplazamiento.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular completó el diseño y realizó el refuerzo del muro requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.3 Medidas requeridas en relación con otros sucesos naturales extremos.

2.3.1 Completar los análisis realizados respecto a potenciales impactos en la seguridad de algunas combinaciones posibles de los sucesos naturales que se pueden considerar creíbles en el emplazamiento, como es el caso de precipitación de nieve húmeda coincidente con viento fuerte, o viento y granizo, o bien justificar que estos fenómenos no son creíbles en el emplazamiento. Finalización: corto plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó la acción requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.3.2 Completar los análisis de márgenes respecto a las temperaturas extremas que se podrían alcanzar en el emplazamiento y ejecutar las acciones de mejora que resulten de los mismos. Finalización del estudio: corto plazo; y medio plazo para implantar las mejoras que resulten del análisis.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular completó los análisis requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

3. Pérdida de funciones de seguridad (energía eléctrica y sumidero final de calor)

3.1 Implantar las acciones relativas al seguimiento de las posibles mejoras de los sellos de las bombas del sistema del refrigerante del reactor.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

3.2 Implantar las acciones previstas para aumentar la capacidad de respuesta frente a situaciones de pérdida prolongada de las alimentaciones eléctricas de corriente alterna, incluyendo las medidas que hacen referencia a los nuevos equipos, fijos o portátiles, para reponer inventario en tanques de almacenamiento y para inyectar agua al circuito primario y a los generadores de vapor, y para la disponibilidad de lectura de la instrumentación necesaria en esas condiciones, así como a la disponibilidad de los sistemas de comunicación y alumbrado.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas, incluyendo la instalación de equipos para reponer inventario en los tanques de almacenamiento y para inyectar agua al circuito primario de refrigeración del reactor y a los generadores de vapor, así como para garantizar disponibilidad de instrumentación, sistemas de comunicación y alumbrado

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

3.3 Completar, mediante las pruebas y justificaciones necesarias, la demostración de la viabilidad de las acciones previstas para el mantenimiento de las funciones de seguridad en condiciones de pérdida total de las fuentes de suministro eléctrico, incluyendo las baterías, mediante la operación manual local de los equipos necesarios (turbobomba, válvulas). Analizar y detallar la instrumentación y los medios de comunicación e iluminación necesarios para dicha situación. Establecer, hasta donde sea factible, un programa de pruebas periódicas para la operación manual local de estos equipos. Finalización: corto plazo; en caso de que sea necesario realizar alguna prueba con el

reactor parado, este plazo se podrá extender hasta la primera parada de recarga posterior al 31 de diciembre de 2012.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

En relación con los aspectos relativos a la iluminación de emergencia necesaria, en el ámbito de la evaluación de la III RPS, las áreas de Sistemas Eléctricos y de I&C (INEI) y de Organización, Factores Humanos y Formación (OFHF), han identificado necesidad de realizar análisis adicionales e implantar acciones de mejora. En relación con ello, el titular ha adquirido los compromisos [01.32], [01.33], [01.34], [01.35], [12.08], [12.09] y [12.10]. Para mayor información puede consultarse los apartados 3.4.2.6 y 3.4.13 de la PDT

3.4 Analizar las condiciones de temperatura alcanzadas en la sala de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar en caso de pérdida prolongada de la energía eléctrica exterior e interior. Se podrá utilizar hipótesis realistas. En caso de que las condiciones de habitabilidad puedan condicionar la viabilidad de la estrategia de operación manual local, identificar las posibles medidas a implantar para que esta operación pueda llevarse a cabo. Finalización: corto plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

3.5 Analizar la capacidad de cierre de la contención ante un accidente con pérdida total de energía eléctrica en aquellos casos en los que su integridad al inicio del accidente no esté establecida (tanto en situaciones a potencia como en parada). En dicho análisis, identificar las posibles medidas adicionales necesarias para tratar de garantizar la capacidad de recuperación de dicha integridad. Finalización: 31 de diciembre de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4. Aspectos asociados a la gestión de accidentes.

4.1 Medidas requeridas para la planificación de gestión de accidentes.

4.1.1 Completar los estudios previstos sobre adecuación de los actuales medios humanos y materiales asignados a su organización de respuesta ante emergencias (ORE), incluyendo en éstos las instalaciones de gestión de la emergencia y los centros, situados en el propio emplazamiento, de concentración/reunión del personal susceptible de ser evacuado. Incluir lo siguiente en el alcance de estos estudios: viabilidad de asignar a un puesto concreto de la organización de emergencia más de una función que, probablemente, se debieran realizar de modo simultáneo y recursos humanos mínimos necesarios para permitir realizar las actuaciones previstas con los nuevos equipos portátiles contemplados dentro de las pruebas de resistencia.

Antes del 15 de septiembre de 2012 enviar estos estudios e informar de las propuestas de mejora identificadas, detallando los medios humanos adicionales necesarios, la ampliación de la dotación de los medios materiales y la creación de nuevos centros de gestión de la emergencia que refuercen los aspectos identificados, salvo excepciones justificadas relativas a medidas que no estén definidas a esa fecha. Las mejoras asociadas a medios humanos de la ORE deberán estar operativas antes de fin de 2013, salvo excepciones justificadas relativas a medidas que no estén definidas a esa fecha. La propuesta correspondiente de revisión del PEI, deberá remitirse al CSN para su aprobación, antes del 30 de abril de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.1.2 Definir el papel, características y alcance de los acuerdos, suscritos por las centrales nucleares españolas, de ayuda mutua en caso de emergencia para sucesos como los analizados en estas pruebas de resistencia, así como desarrollar los procedimientos operativos asociados, y enviarlos antes del 15 de septiembre de 2012.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.1.3 El Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE) deberá estar operativo en el emplazamiento antes de fin de 2015, incluyendo sus procedimientos operativos y su incorporación al PEI. Antes del 30 de junio de 2012, presentar un informe en el que se definan las características de este centro y las medidas compensatorias provisionales que resulten adecuadas hasta su puesta en servicio, las cuales serán implantadas antes del 31 de diciembre de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas, que culminaron con la puesta en servicio del CAGE plenamente operativo e incorporado al PEI

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.1.4 Definir en el corto plazo los medios previstos para el Centro de Apoyo en Emergencia (CAE), así como la gestión de los mismos y del propio centro y la definición de cómo se recogerá el CAE en el PEI y en sus procedimientos de desarrollo. Establecer las medidas necesarias para garantizar su activación y funcionamiento. El CAE deberá estar operativo antes de fin de 2013 e incluido en la revisión del PEI que se remitirá para su aprobación antes del 30 de abril de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas para la puesta en servicio del CAE plenamente operativo e incorporado al PEI

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.1.5 Las mejoras asociadas a los sistemas de comunicación en emergencia, derivadas del análisis propuesto para el corto plazo, incluidas aquellas de refuerzo para situaciones de pérdida prolongada de la alimentación eléctrica, deberán estar implantadas antes de fin de 2015, si bien antes de final de 2013, deberán estar implantadas medidas compensatorias provisionales.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.1.6 Dado que es preciso compatibilizar la protección individual de los trabajadores con la viabilidad de realizar acciones de mitigación que permitan la reducción de emisiones al exterior, se considera que los niveles de referencia para la aplicación del principio de optimización de la protección radiológica de los trabajadores de la ORE del titular debe seguir el esquema que a continuación se indica, coherente con lo establecido en documentación de referencia, como el TECDOC 953 (OIEA), las Basic Safety Standards (BSS) del OIEA y el ICRP. El personal de la ORE del titular se diferenciará en dos grupos:

- Un primer grupo incluirá los trabajadores que puedan realizar acciones necesarias para la mitigación del accidente y sus consecuencias. A este grupo de trabajadores se le establecerá un nivel de referencia de 500 mSv. Excepcionalmente y solo para el caso de salvar vidas humanas, se podrá exceder dicho valor, procurando en todo caso que

los trabajadores que realicen dichas acciones no alcancen un valor de dosis al que se puedan presentar efectos deterministas severos. Los trabajadores que realicen estas misiones de salvamento serán voluntarios e informados del riesgo en el que pueden incurrir.

- Un segundo grupo incluirá al resto de trabajadores de la ORE que tengan asignadas otras misiones de apoyo y auxiliares en la gestión de la emergencia que no sean directamente parte de las acciones de la mitigación de la misma. Dicho grupo de trabajadores tendrá asignado un nivel de referencia de 50 mSv aplicable a la dosis recibida durante la duración de la emergencia.

Estos criterios deberán recogerse en los procedimientos de desarrollo del PEI antes del 15 de septiembre de 2012; y deberán ser incorporados en la propuesta de revisión del PEI que se remitirá para su aprobación antes del 30 de abril de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular incorporó los niveles de referencia requeridos en el PEI y sus procedimientos de desarrollo

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.2 Medidas requeridas en relación con la gestión de accidentes severos

4.2.1 Implantar las acciones previstas para aumentar la capacidad de inyección alternativa al sistema primario y a la cavidad del reactor. En relación con esta última capacidad, el titular desarrollará en los mismos plazos la guía específica de gestión de accidentes severos correspondiente a la guía genérica de "Inundación de contención" (GGAS-8). En la definición de las estrategias aplicables se deberá tener en cuenta la problemática asociada a la calidad y la química del agua que se inyectaría desde fuentes alternativas al reactor o a la contención, incluyendo el rellenado del RWST, con especial énfasis en los aspectos relacionados con la subcriticidad del reactor y el pH de la contención.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones requeridas, desarrollando la guía GGAS-8 y teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.2.2 En cuanto a la capacidad de venteo de contención:

Presentar antes del 31 de diciembre de 2013 un análisis de las alternativas tecnológicas existentes para el sistema de venteo filtrado de la contención y la solución finalmente adoptada. Finalización de la implantación: largo plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular presentó el análisis de alternativas tecnológicas requerido e implantó el sistema de venteo filtrado de la contención (SFVC)

Según indica el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN aprobó un aplazamiento de la instalación de la instrumentación para estimar la magnitud del vertido y cuantificar la actividad liberada al exterior hasta 31.12.19. El titular ha comunicado la implantación de la modificación mediante carta de ref. CSN-L-CNV-6967

Asimismo, el informe CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 expone que el área especialista (Ingeniería de Sistemas, INSI) mantiene un seguimiento sobre el concepto de actuación de las válvulas de aislamiento y la operación (apertura / cierre) del sistema. Y, de la misma forma, el área especialista (Protección Radiológica de los Trabajadores, APRT) mantiene un seguimiento de la documentación asociada a la operación del sistema desde el punto de vista de PR operacional

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado.

4.2.3 En relación con la capacidad de control del hidrógeno en contención:

- i. Implantar un sistema de control de hidrógeno en contención mediante recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR). El titular presentará al CSN, antes del 31 de diciembre de 2013, un estudio de ingeniería en el que se especifique el número y ubicación de los PAR en la contención. Finalización de la implantación: largo plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular presentó el estudio de ingeniería e implantó los PAR

El informe CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 expone que el área especialista (Ingeniería de Sistemas, INSI) mantiene un seguimiento sobre algunos aspectos identificados en el proceso del dictamen de apreciación favorable de la implantación de esta modificación de diseño

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

- ii. Elaborar un análisis complementario del potencial riesgo por hidrógeno en edificios anexos a contención, en el que el titular podrá tener en cuenta las características de los nuevos equipos que se van a implantar en la central. Finalización: 31 de diciembre de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis complementario requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.2.4 Realizar los análisis adicionales que se indican a continuación:

- i. Análisis de la estanqueidad de las penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones de presión, temperatura y radiación esperables en un accidente severo. Finalización: medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido

De acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN ha transmitido al titular consideraciones que debe tener en cuenta en la formación del personal de la planta involucrado en la gestión de accidentes severos en relación con este tema

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

- ii. Análisis de la posibilidad de incrementar la fortaleza frente a secuencias de daño al núcleo con alta presión en el primario, coincidentes con sismo y pérdida total de fuentes de energía eléctrica (incluidas las de corriente continua), mediante la actuación de las válvulas de alivio del presionador. Finalización: 30 de junio de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

- iii. Análisis detallado del efecto de la inyección de agua a la contención sobre los equipos e instrumentos relevantes en las estrategias de gestión de accidentes severos, teniendo en cuenta las posibles cotas de inundación que se podrían alcanzar mediante la aplicación de las estrategias actuales y futuras de gestión de accidentes severos. Finalización: corto plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

- iv. Análisis e identificación de la instrumentación crítica necesaria para la gestión de accidentes, incluyendo accidentes severos. Además de la instrumentación de proceso, en el análisis se deberá tener en cuenta la viabilidad de uso del sistema de toma de muestras post-accidente. Finalización: corto plazo.

En estos estudios se deberán considerar los siguientes aspectos específicos:

- Disponibilidad de lectura de la instrumentación asociada (sala de control, panel de parada remota o local).
- Efecto de la pérdida total de corriente alterna y continua sobre dicha instrumentación y posibilidades de recuperación con alimentación portátil, desarrollando el procedimiento propuesto.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

De acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN ha transmitido al titular consideraciones que debe tener en cuenta en la formación del personal de la planta involucrado en la gestión de accidentes severos en relación con este tema

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

v. Análisis de la capacidad de los equipos identificados en el apartado anterior de esta ITC para proporcionar información fiable bajo las condiciones ambientales esperadas en accidente severo. Finalización: medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido

De acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN ha transmitido al titular consideraciones que debe tener en cuenta en la formación del personal de la planta involucrado en la gestión de accidentes severos en relación con este tema

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

vi. Análisis de accidentes severos que se inician con la central en parada. El objetivo de este análisis es identificar medidas y proponer un plan de implantación de las mismas, tanto desde el punto de vista de modificaciones físicas como de procedimientos, para mejorar la gestión de los accidentes severos en estas situaciones. Finalización: medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis adicional requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.2.5 Revisar la planificación prevista para la ejecución de los APS (presentada al CSN en cumplimiento de la Instrucción del Consejo IS-25) con objeto de disponer del análisis del nivel 2 en otros modos de operación en el medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS) ha realizado la evaluación del APS mencionado (APSOM de nivel 2), y el titular ha adquirido el compromiso [06.04] con el objeto de implantar los requisitos resultantes de la evaluación. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.7 de la PDT

4.3 Medidas requeridas en relación con la piscina de combustible gastado

4.3.1 Implantar medidas adicionales para aumentar sus capacidades para hacer frente a accidentes en la piscina de combustible gastado, relativas a las medidas adicionales para la reposición alternativa y el rociado de piscina, basados en equipos autónomos. La función de rociado deberá ser diseñada para poder reponer agua a la piscina y reducir las eventuales emisiones de productos de fisión. Finalización: medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las medidas adicionales requeridas, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.3.2 Abordar las siguientes acciones relacionadas con la instrumentación de medida de temperatura y nivel de agua de la piscina, y la de radiación de áreas en el edificio de combustible:

- i. Analizar posibles medidas adicionales para hacer frente a los accidentes de pérdida prolongada del Sumidero Final de Calor (UHS) y de energía eléctrica. Para ello se tendrán en cuenta que el rango de la instrumentación sea el adecuado y que la misma sea de categoría sísmica y con un nivel de cualificación ambiental acorde con la importancia de su función; además se deberá disponer de indicación en lugares que sean accesibles en condiciones de accidente severo (tanto en el reactor como en la propia piscina). Valorar la necesidad de disponer de instrumentación portátil para el caso de pérdida de todas las fuentes de energía eléctrica. En dicho análisis, identificar las medidas adicionales necesarias. Finalización de los análisis: corto plazo, y de la implantación de las mejoras que puedan resultar: medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó los análisis requeridos e implantó las medidas adicionales identificadas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4 Medidas requeridas en relación con aspectos de protección radiológica

4.4.1 Remitir los análisis previstos sobre la posible implantación del suministro alternativo de energía eléctrica a las unidades de filtración de emergencia de sala de control y a sus baterías de calefacción, para situaciones de pérdida prolongada de las alimentaciones eléctricas. Finalización: junio de 2012.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó los análisis requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.2 Realizar los análisis propuestos en relación a los medios y equipos necesarios para estimar las emisiones radiactivas en los escenarios analizados en las pruebas de resistencia. El análisis deberá contemplar, al menos, la disponibilidad del sistema actual de toma de muestras y de los monitores de radiación post-accidente existentes en escenarios de pérdida prolongada de la alimentación eléctrica y su correcto funcionamiento en las condiciones de accidente severo, así como las mejoras a incorporar en el Plan de Vigilancia Radiológica Exterior (PVRE) para su realización en los escenarios postulados en las pruebas de resistencia. Finalización: corto plazo. Las mejoras que se identifiquen en dicho análisis deberán ser implantadas en el medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó los análisis requeridos, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas e implantó las mejoras identificadas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.3 Remitir el análisis sobre las mejoras a implantar en la Red de vigilancia radiológica en continuo para asegurar su disponibilidad en los escenarios postulados en las pruebas de resistencia. Finalización: junio de 2012. Las mejoras que se identifiquen en dicho análisis deberán ser implantadas en el medio plazo.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.4 Realizar el análisis previsto para 30 de junio de 2012 con el fin de identificar necesidades de medios humanos y equipos de protección radiológica adicionales a los ya existentes para hacer frente a accidentes severos. El alcance de dicho análisis deberá cubrir al menos los siguientes aspectos:

- Dotación de medios de protección radiológica y ubicación de los mismos.
- Dotación de equipos de detección y medida de la radiación o la contaminación adicionales, muestreadores, etc., con características apropiadas a las condiciones radiológicas extremas y autonomía suficiente.
- Dotación de dosímetros, o sistemas de teledosimetría, con características para trabajos en ambientes con alto nivel de radiación.
- Control y gestión de las dosis internas analizando los requerimientos de apoyo externo.
- Dotación de medios informáticos u otros alternativos para la gestión de las dosis.
- Disponibilidad de equipos del sistema de vigilancia de la radiación, planteando alternativas ante la potencial pérdida de esta instrumentación, para determinar si las condiciones radiológicas existentes en determinadas zonas, en las que haya que realizar actuaciones, se pueden conocer sin requerir el acceso con medios portátiles.
- Capacidad para realizar análisis de radioquímica
- Apoyo externo en equipos y medios de protección radiológica, que podrían ser aportados desde el nuevo CAE

Del análisis de las estrategias de minimización de dosis que se requiere en los puntos siguientes podría derivarse la necesidad de medios de protección, equipos y de medios humanos adicionales. El resultado de este análisis deberá por tanto ser tenido en cuenta al desarrollar el análisis sectorial sobre medios adicionales y sobre medios humanos de la organización de emergencias.

Las medidas de mejora que se identifiquen en este análisis, salvo aquellas que estén necesariamente asociadas a la implantación del CAGE, deberán ser implantadas en el medio plazo.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular realizó el análisis requerido, teniendo en cuenta el alcance mencionado, e implantó las mejoras identificadas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.5 En relación con los centros de gestión de emergencias distintos de la sala de control y del Centro de Apoyo Técnico (CAT), proponer al CSN alternativas ante la necesidad de evacuación de dichos centros, en tanto el nuevo CAGE no esté operativo. Finalización: 30 de junio de 2012.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó la acción requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.6 En relación con los análisis previstos de las implicaciones radiológicas sobre los trabajadores en caso de accidentes severos y la identificación de situaciones que impedirían el trabajo del personal por cuestiones radiológicas, analizar esta problemática, aplicando los criterios siguientes:

- Identificar (podría ser mediante juicio de expertos) las actuaciones manuales locales críticas establecidas en las guías de gestión de accidentes severos (GGAS) de la central, entendiendo como tales aquellas que se estimen prioritarias o recurrentes, o que de manera más probable conduzcan al éxito de la estrategia planteada en dichas GGAS. Analizar también todas las actuaciones adicionales identificadas como consecuencia de estas pruebas de resistencia para recuperación o reparación de equipos y/o funciones mediante medios portátiles, toma de muestras, etc.
- Para cada actuación identificada, realizar una estimación (podría ser cualitativa) de las condiciones radiológicas existentes y de las dosis esperables, en distintos escenarios de accidente, en los cubículos, áreas o zonas en los que se lleva a cabo dicha actuación manual. Tener en cuenta tanto las contribuciones provenientes de sistemas y componentes como las derivadas de la actividad liberada al aire.
- Clasificar las zonas, áreas o cubículos, de forma cualitativa, y en función de las condiciones existentes en: zonas no accesibles; zonas accesibles con limitación de tiempo y empleo de medios de protección específicos; y zonas con implicaciones radiológicas menores.
- Para actuaciones en zonas no accesibles o accesibles con condiciones, analizar medidas para evitar o reducir dosis como: sustitución por actuaciones remotas en áreas con mejores condiciones radiológicas y accesibilidad, estrategias para reducir el tiempo de intervención (empleo de medios robóticos), necesidades de personal interviniente para asegurar dosis individuales en concordancia con los niveles de referencia establecidos, etc.

Finalización: 31 de diciembre de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis requerido, aplicando los criterios mencionados

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.7 Como resultado de todo lo anterior, elaborar guías específicas de actuación, asociadas a las GGAS, para contemplar los aspectos de protección radiológica en función de las dosis y condiciones radiológicas esperables. Finalización: 31 de diciembre de 2013.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular elaboró las guías específicas de actuación requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.8 Realizar, antes del 30 de junio de 2012, nuevos cálculos de tasa de dosis en función del nivel de agua en la piscina de almacenamiento de combustible gastado que tengan en cuenta la capacidad actual de las piscinas, asuman hipótesis conservadoras y utilicen códigos que permitan simular la geometría de forma realista.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular realizó los cálculos requeridos, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.9 Elaborar procedimientos específicos para contemplar los aspectos de protección radiológica a considerar en las distintas actuaciones manuales locales que se prevean para hacer frente a la pérdida de la capacidad de refrigeración de las piscinas de combustible gastado. Las condiciones radiológicas estimadas deberán contemplar la potencial contaminación ambiental. Los procedimientos deberán dar indicaciones para la identificación de las condiciones (nivel de agua o tiempo orientativo) que comprometan la realización de intervenciones manuales, los medios de protección requeridos, la duración prevista para asegurar dosis en concordancia con los niveles de referencia establecidos y, finalmente, las medidas que se identifiquen como consecuencia del resultado del análisis de estrategias para limitar y reducir la dosis a los trabajadores intervinientes. Finalización: 31 de diciembre de 2013.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular elaboró los procedimientos específicos requeridos, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4.4.10 Incorporar, dentro de los programas de formación y entrenamiento del personal interviniente en actuaciones de mitigación o recuperación, los resultados obtenidos del programa de pruebas de resistencia relativos a condiciones radiológicas, dosis esperables, actuaciones y medios de protección radiológica. Finalización: corto plazo; estos programas se actualizarán anualmente a medida que se vaya disponiendo de nueva información y de las nuevas capacidades previstas en estas ITC.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular incorporó a los programas de formación y entrenamiento los resultados de las pruebas de resistencia relativos a los aspectos de PR expuestos. El titular ha actualizado anualmente estos programas según lo requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

CSN/ITC/SG/VA2/12/02 Instrucción Técnica Complementaria (ITC) en relación con el cumplimiento por parte de CN Vandellós II de la ITC de 1 de julio de 2011 sobre sucesos con pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-4**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA)

Requisitos

1. Enviar, antes del 30 de septiembre de 2012, una planificación detallada de las actuaciones previstas para dar cumplimiento a la ITC del 1 de julio de 2011 (y a esta ITC), incluyendo una justificación razonada de los plazos previstos en aquellos casos en los que sus previsiones vayan más allá del 31 de diciembre de 2012. Verificar la consistencia de estos plazos con los establecidos en la ITC emitida por el CSN el 15 de marzo de 2012 como conclusión del programa de pruebas de resistencia.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la planificación requerida, teniendo en cuenta las consideraciones expuestas

[carta de ref. CNV-L-CSN-5794]

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2. *En relación con la lucha contra grandes incendios:*

2.1 El titular ha propuesto un plan para establecer la adecuada coordinación entre las acciones previstas del personal de operación y el de lucha contra incendios en los escenarios contemplados en este proceso. Dentro de este plan de desarrollo se deberá incorporar toda aquella información que los turnos de operación necesitan para gestionar de forma segura la operación de la planta en caso de incendio, incluyendo: actuaciones en respuesta a posibles pérdidas de estructuras, sistemas y componentes (ESC); actuaciones preventivas para la protección de ESC y actuaciones en respuesta a espurios como consecuencia del incendio.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular incorporó al plan la información requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.2 Enviar, antes del 31 de julio de 2012, el plan de extinción de grandes incendios de la central.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el plan requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

3. En relación con los programas de desarrollo de las nuevas guías previstas para situaciones de daño extenso y de revisión de los procedimientos actuales de operación, enviar, antes del 30 de septiembre de 2012, un plan específico de validación y un plan de implantación de las nuevas Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE).

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió los planes requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

4. En relación con los mecanismos físicos y administrativos establecidos para evitar que las barreras de seguridad física puedan suponer una limitación a la necesaria movilidad y facilidad de acceso a las diversas áreas de la central durante el transcurso de una situación de emergencia, enviar, antes del 31 de diciembre de 2012, una descripción más detallada de los mismos.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la información requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5. Presentar, antes del 15 de noviembre de 2012, la siguiente información complementaria:

5.1 Un informe que defina el alcance previsto para las guías asociadas a la gestión global de la emergencia (GEDE), y cómo éstas afectarán al contenido del PEI.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el informe requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.2 Un análisis complementario de la Organización de Respuesta de Emergencias necesaria para afrontar las situaciones que se contemplan en este proceso y que están relacionadas con la pérdida potencial de grandes áreas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el análisis complementario requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.3 Un análisis de los procedimientos de gestión de emergencias que desarrollan el PEI para valorar si recogen adecuadamente todos los aspectos novedosos incluidos en las GEDE.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el análisis requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.4 Dentro de estos análisis, los titulares deberán tener en cuenta todo lo relativo al diseño de las áreas seguras para almacenar el material y el equipo necesario para el plan de respuesta.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Los análisis enviados tuvieron en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.5 En relación con los medios existentes que se modifiquen o de nueva implantación para la gestión de este tipo de emergencias, concretar el alcance y los plazos de implantación previstos.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En las respuestas del titular se tuvieron en cuenta las consideraciones expuestas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.6 Definir el plazo en el que implantarán las mejoras que resulten necesarias tras la finalización del análisis de medidas compensatorias hasta la puesta en funcionamiento del CAGE.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En las respuestas del titular se incluyó el plazo de implantación de las medidas compensatorias requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.7 Justificar razonadamente el plazo previsto para la construcción del helipuerto: medio plazo (2013-2014).

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En las respuestas del titular justificó el plazo de construcción previsto

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

5.8 Definir el plazo de implantación del generador diésel portátil que se usará para la mejora de los sistemas de comunicaciones.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

En las respuestas del titular se incluyó el plazo de implantación requerido

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

6. Implantar, antes del 31 de diciembre de 2012, las estrategias de rociado externo de las fugas de contención u otros edificios que pudieran tener fugas radiactivas.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las estrategias requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

7. Desarrollar, antes de 31 de diciembre de 2012, la guía de inundación controlada y de trasvase de agua contaminada a contenedores exteriores, incluyendo:

- análisis de la viabilidad de instalar sprays fijos en puntos vulnerables de edificios
- análisis de la viabilidad de utilizar sustancias fijadoras de partículas radiactivas
- capacidad de almacenamiento agua contaminada

- estrategias de trasvase
- medios de aislamiento de la red de pluviales
- adquisición de equipos y modificaciones de diseño asociadas
- elaboración de los procedimientos y guías correspondientes

La guía deberá estar implantada de modo efectivo no más tarde del 31 de diciembre de 2013.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular desarrolló e implantó la guía requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

8. En relación con las implicaciones radiológicas a los trabajadores y la elaboración de guías o procedimientos para contemplar los aspectos de protección radiológica en función de las dosis y condiciones radiológicas esperables, aplicar las acciones y plazos previstos dentro del Programa de Pruebas de Resistencia, ampliando su alcance a las estrategias y escenarios considerados en esta ITC ("daño extenso").

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular amplió el alcance de las acciones expuestas a los escenarios de daño extenso

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

9. Informar al CSN, antes del 31 de diciembre de 2012, de las capacidades de MAAP-5 para modelar las consecuencias radiológicas conforme a lo requerido en el punto 4.4.6 de la ITC de 15 de marzo de 2012. En caso de que este código no resultara apropiado, el titular deberá informar al CSN en esa fecha de la metodología o herramientas informáticas alternativas a utilizar con objeto de dar cumplimiento a dicha ITC.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la información requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

CSN/ITC/SG/VA2/13/04. Instrucción Técnica Complementaria en relación con la adaptación de las ITC post-Fukushima de CN Vandellós II

*** ITC-Fukushima * ➔ ITC-adaptada**

(La información general relativa a esta ITC se proporciona al inicio de la PARTE TERCERA).

Requisitos

1. Requisitos de carácter general.

Finalizar los desarrollos en curso que se detallan en las cartas enviadas al CSN. Para ello deberá considerar los siguientes requisitos de carácter general.

1.1. El programa de implantación de mejoras deberá finalizar antes del 31 de diciembre de 2016.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El programa finalizó antes de la fecha límite

Las grandes modificaciones en planta recibieron la correspondiente apreciación de la Administración en las siguientes fechas:

- ***CAGE, apreciado favorablemente por el CSN el 23.11.16***
- ***PAR, apreciados favorablemente por el CSN el 16.11.16***
- ***SVFC, autorizado por el ministerio competente (MINETUR) por resolución de 30.11.16***

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.2. Las modificaciones que se van a incorporar en la instalación cumplirán los siguientes criterios:

- Irán acompañadas del desarrollo (o adaptación) de los correspondientes procedimientos de operación, los cuales deberán ser verificados y validados por el titular previamente a su implantación formal.
- La viabilidad de la utilización de equipos portátiles deberá ser verificada teniendo en cuenta la disponibilidad de recursos humanos adecuados en la Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE) de la central.
- El personal asignado a la operación de los equipos recibirá formación y entrenamiento inicial y continuado en su uso. La formación y entrenamiento del personal interviniente en actuaciones de mitigación o recuperación debe incorporar los resultados obtenidos dentro del programa de pruebas de resistencia relativos a condiciones radiológicas, dosis esperables, actuaciones y medios de protección radiológica.

- Los equipos deberán mantener su capacidad funcional en las condiciones esperables en los sucesos a los que tienen que hacer frente.
- El almacenamiento de los equipos portátiles se realizará en zonas o edificios cuyo acceso esté garantizado para el personal encargado de la gestión de la emergencia en el emplazamiento y que no puedan verse afectadas por dichos sucesos.
- El titular establecerá un programa específico de vigilancia y prueba periódica para todos los equipos afectados por las modificaciones, que deberá estar implantado antes del 30 de junio de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

Las modificaciones implantadas cumplen los criterios requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.3. La incorporación en la central de los nuevos equipos portátiles previstos irá acompañada de un estudio en el que se valoren las condiciones reales en las que sería necesario su uso, definiendo e implantando aquellas modificaciones que resulten apropiadas para que ello se pueda realizar de modo rápido y eficiente, bajo la filosofía general de "enchufar y usar" (plug and play).

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó los estudios requeridos para los equipos portátiles incorporados

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

1.4. Las respuestas a los requisitos de las ITC post-Fukushima emitidas anteriormente cuyo plazo de finalización ha vencido, forman parte de las actuales bases de licencia de la central y, por tanto, podrán ser objeto de evaluación/supervisión por parte del CSN para la verificación de su aceptabilidad.

⇒ **Cumplimiento: NO APLICABLE**

(no hay requisito asociado)

1.5. Enviar, en el mes siguiente a cada semestre natural, un informe de las actividades realizadas durante el periodo, con indicación expresa de cualquier desviación que haya podido producirse.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió los informes semestrales requeridos, hasta que el CSN consideró innecesario mantener esta práctica, una vez finalizada la implantación del programa de mejoras

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2. Requisitos específicos.

2.1. Protección contra grandes incendios más allá de las bases de diseño de la central.

El Plan de extinción de grandes incendios estará plenamente operativo. Fecha límite de finalización: 30 de junio de 2014.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular puso en marcha el plan según lo requerido

No obstante, posteriormente (en 2017) el CSN puso en evidencia un incumplimiento parcial de este requerimiento como resultado de una inspección, según se refleja en el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, en relación con los requisitos de validación de las estrategias previstas en el plan de extinción de grandes incendios (el titular no había validado una estrategia de mitigación mediante un ejercicio completo). En consecuencia, el CSN impuso un apercibimiento al titular. Una vez realizadas por parte del titular las medidas correctoras establecidas por el CSN (elaboración de un procedimiento de validación completa en 2 meses y realización de dicha validación en 3 meses⁹), se considera completamente cumplido el requisito
Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

2.2. Protección contra sucesos naturales extremos.

- Implantar las acciones necesarias para aumentar la capacidad de resistencia sísmica de los equipos hasta un valor de 0,3 g (PGA). Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

- Enviar una revisión del informe del IPEFE sísmico que incluya los resultados de los nuevos análisis y actuaciones realizados. El alcance del documento debe incluir la revisión formal del IPEEE sísmico actualmente vigente, recogiendo las acciones que se hayan realizado en las ESC asociadas a los caminos de parada segura para asignar el margen sísmico de 0,3 g a la planta, así como un Anexo donde se recojan los análisis o actuaciones que se hayan realizado para asignarles el margen sísmico de 0,3 g al

⁹ El CSN realizó una inspección para asistir a dicho ejercicio, que se completó con resultados satisfactorios

resto de las ESC incluidas en el "Listado de ESC con capacidad para 0,3 g". Fecha límite de finalización: 30 de junio de 2015.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió la revisión del informe requerida

No obstante, de acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, en los recorridos de inspección realizados en 2017 se detectaron algunos aspectos puntuales pendientes de resolución en lo que concierne al IPEEE sísmico. Comunicados al titular, se requirió su resolución en un plazo límite de 31.12.18. La comprobación de su cumplimiento la realiza el área especialista dentro del seguimiento del cumplimiento de la base de licencia de mantenimiento del margen sísmico, independientemente del seguimiento de las actuaciones post-Fukushima. En febrero de 2020, el Área de Ingeniería Mecánica y Estructural (IMES) realizó la última inspección, no habiendo identificado desviaciones, incumplimientos ni hallazgos.

[CSN/AIN/VA2/20/1030]

Para mayor información, puede consultarse el informe citado

- Implantar las acciones derivadas de los análisis ya realizados de:
 - Protección ante roturas circunferenciales de tuberías no Categoría Sísmica I (CS-I).
 - Márgenes sísmicos de tuberías CS-I y comportamiento ante un sismo de tuberías no CS-I.
 - Escenarios de roturas que puedan suponer grandes liberaciones de fluidos.
 - Mejoras identificadas en el análisis sísmico de almacenamientos de material combustible.
 - Mejora del margen frente a temperaturas extremas mediante la implantación de la modificación de diseño de referencia PCDV 32643.
 - Mejoras de la red drenajes del emplazamiento.

Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones resultantes de los análisis

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.3. Medidas para afrontar pérdidas prolongadas de sistemas eléctricos o de refrigeración.

a) Implantar las acciones pendientes de finalización en relación con la capacidad de respuesta frente a situaciones de pérdida prolongada de la corriente alterna. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones pendientes requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

b) Implantar las posibles acciones de mejora de los sellos de las bombas del sistema de refrigeración del reactor. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2016

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones de mejora requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

c) Implantar las modificaciones de diseño para los puntos de conexión de equipos portátiles de generación eléctrica y de bombeo. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las modificaciones diseño requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.4. Refuerzo de la capacidad de gestión de accidentes severos.

a) Puesta en servicio del CAGE. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2015.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular puso en servicio el CAGE, si bien la apreciación favorable del CSN se realizó en una fecha posterior, según se informa en el punto 1.1

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

b) Implantar las mejoras definitivas derivadas de los análisis realizados acerca de los sistemas de comunicaciones en emergencia de la central. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2015.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las mejoras requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

c) Implantar zonas apropiadas, libres de obstáculos, para facilitar la llegada de ayuda exterior mediante vehículos aéreos ligeros (helicópteros). Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó la acción requerida

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.5. Refuerzo de medios necesarios para prevención/mitigación de daño al combustible.

- Alojado en el núcleo del reactor.

a) Presentar un análisis de viabilidad de la inyección directa a la cavidad del reactor e implantar las modificaciones resultantes del análisis. Fecha límite del análisis: 31 de diciembre de 2014; fecha límite de la implantación de las modificaciones: 31 de diciembre de 2016.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular realizó el análisis de viabilidad requerido e implantó las modificaciones resultantes

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

b) Implantar un sistema de venteo filtrado de contención que incluya la discusión técnica de las diversas alternativas tecnológicas existentes. Fecha límite para la propuesta de implantación del nuevo sistema: 31 de diciembre de 2016. El titular enviará un escrito con la decisión finalmente adoptada para la alternativa tecnológica al sistema de venteo filtrado de contención antes del 31 de julio de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular envió el análisis previo requerido con la decisión adoptada e implantó el sistema SFVC según lo requerido

Según indica el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN aprobó un aplazamiento de la instalación de la instrumentación para estimar la magnitud del vertido y cuantificar la actividad liberada al exterior hasta 31.12.19. El titular ha comunicado la implantación de la modificación mediante carta de ref. CSN-L-CNV-6967

Asimismo, el informe CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 expone que el área especialista (Ingeniería de Sistemas, INSI) mantiene un seguimiento sobre el

concepto de actuación de las válvulas de aislamiento y la operación (apertura / cierre) del sistema. Y, de la misma forma, el área especialista (Protección Radiológica de los Trabajadores, APRT) mantiene un seguimiento de la documentación asociada a la operación del sistema desde el punto de vista de PR operacional

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

c) Implantar un sistema de control de hidrógeno en contención mediante recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR). Fecha límite para la propuesta para la implantación del nuevo sistema: 31 de diciembre de 2016.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó los PAR según lo requerido

El informe CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608 expone que el área especialista (Ingeniería de Sistemas, INSI) mantiene un seguimiento sobre algunos aspectos identificados en el proceso del dictamen de apreciación favorable de la implantación de esta modificación de diseño

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

d) Presentar las acciones y los análisis, incluyendo las propuestas de mejora que de dichos análisis se pudieran derivar, que se indican a continuación. Fecha límite de presentación de los análisis: 31 de diciembre de 2014. Para la implantación de posibles mejoras: 31 de diciembre de 2015.

d1) Implantar las acciones derivadas del análisis complementario del potencial riesgo por hidrógeno en edificios anexos a contención.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las acciones resultantes requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

d2) Implantar las acciones derivadas del análisis de la posibilidad de incrementar la fortaleza frente a secuencias de daño al núcleo con alta presión en el circuito de refrigeración del reactor primario, coincidentes con sismo y pérdida total de fuentes de energía eléctrica (incluidas las de corriente continua), mediante la actuación de las válvulas de alivio del presionador.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las acciones resultantes requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

d3) Implantar las acciones derivadas del análisis detallado del efecto de la inyección de agua a la contención sobre los equipos e instrumentos relevantes en las estrategias de gestión de accidentes severos, teniendo en cuenta las posibles cotas de inundación que se podrían alcanzar mediante la aplicación de las estrategias actuales y futuras de gestión de accidentes severos.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las acciones resultantes requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

d4) Análisis de estanqueidad de penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones (presión, temperatura, radiación) esperables en accidente severo.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular presentó el análisis y las propuestas de mejora resultantes, en los términos requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

d5) Análisis de la capacidad de la "instrumentación crítica" necesaria para la gestión de accidentes, incluyendo accidentes severos, para proporcionar información fiable en las condiciones de presión, temperatura y radiación previsibles en accidente severo.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular presentó el análisis y las propuestas de mejora resultantes, en los términos requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

d6) Análisis de accidentes severos que se inician con la central en parada, con el objetivo de identificar medidas, tanto desde el punto de vista de modificaciones físicas como de procedimientos, para mejorar la gestión de estos accidentes.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular presentó el análisis y la propuesta de mejora resultantes, en los términos requeridos

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

e) Realización del "APS de nivel 2 en otros modos de operación". Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular realizó el APS requerido (APSOM de nivel 2)

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

En el ámbito de la evaluación de la RPS, el Área de Análisis Probabilista de Seguridad (AAPS) ha realizado la evaluación del APSOM de nivel 2, y el titular ha adquirido el compromiso [06.04] con el objeto de implantar los requisitos resultantes de la evaluación. Para mayor información puede consultarse el apartado 3.4.7 de la PDT

- Almacenado en las piscinas de combustible gastado

f) Mejorar la instrumentación de la piscina de combustible gastado (PCG) mediante la implantación de las mejoras identificadas en los análisis realizados por el titular. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las mejoras identificadas

De acuerdo con el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608, el CSN ha transmitido al titular consideraciones que debe tener en cuenta en la formación del personal de la planta involucrado en la gestión de accidentes severos en relación con este tema

Para mayor información, puede consultarse el informe mencionado

g) Implantar acciones para aumentar la capacidad de hacer frente a accidentes en la PCG (reposición alternativa basada en equipos autónomos y mejoras en curso al sistema de protección contra incendios) y sistema de rociado de piscina diseñado para poder reponer agua y reducir eventuales emisiones radiactivas. Fecha límite de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ ***Cumplimiento: CUMPLIDO***

El titular implantó las acciones requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

h) Implantar las acciones derivadas de los análisis ya realizados acerca de las posibles medidas adicionales que se podrían adoptar en la piscina de combustible gastado (PCG) para hacer frente a accidentes de pérdida prolongada del Sumidero final de calor o de la alimentación eléctrica de corriente alterna. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las mejoras resultantes de los análisis

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

i) Implantar las estrategias ya analizadas para controlar y optimizar la distribución de los elementos de combustible en la PCG. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2016.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las estrategias analizadas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.6. Protección radiológica del personal en accidentes con daño al combustible.

- Implantar las acciones derivadas de los análisis sobre el suministro alternativo de energía eléctrica a las unidades de filtración de emergencia de sala de control y a sus baterías de calefacción. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones resultantes de los análisis

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

- Implantar las acciones derivadas de los análisis sobre necesidades de medios humanos y equipos de protección radiológica a los ya existentes para hacer frente a accidentes, salvo aquellas que estén necesariamente asociadas a la implantación del CAGE. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones resultantes de los análisis

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

2.7. Mejora de la capacidad de estimación y reducción de emisiones radiactivas

- Implantar las acciones derivadas de los análisis sobre los medios y equipos necesarios para estimar las emisiones radiactivas en los escenarios analizados en las pruebas de resistencia y en la pérdida de grandes áreas, incluyendo la estación meteorológica portátil ya comprometida. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las acciones resultantes de los análisis

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608

- Implantar las mejoras en la red de vigilancia radiológica en continuo para asegurar su disponibilidad en los escenarios postulados en las pruebas de resistencia. Fecha de finalización: 31 de diciembre de 2014.

⇒ **Cumplimiento: CUMPLIDO**

El titular implantó las mejoras requeridas

Para mayor información, puede consultarse el informe de referencia CSN/IEV/CINU/GENER/1807/608