

INDICE

1. IDENTIFICACIÓN	5
1.1 <u>Solicitante</u>	5
1.2 <u>Asunto</u>	5
1.3 <u>Documentos aportados por el Solicitante</u>	5
1.4 <u>Documentos oficiales</u>	5
2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA	8
2.1 <u>Razones, descripción y antecedentes de la solicitud</u>	8
2.2 <u>Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad</u>	8
2.2.1 Experiencia Operativa, propia y ajena	9
2.2.2 Experiencia relativa al impacto radiológico.	14
2.2.3 Análisis de nueva normativa.	24
2.2.4 Comportamiento de los equipos.	36
2.2.5 Modificaciones de diseño.	49
2.2.6 Control de la configuración.	51
2.2.7 Sistema de gestión.	52
2.2.8 Programas de mejora de la seguridad.	54
2.2.9 Análisis probabilístico de seguridad.	62
2.3. <u>Descripción de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)</u>	63
2.3.1 Introducción.	63
2.3.2 Antecedentes.	64
2.3.3 Alcance de la Normativa de Aplicación Condicionada en CN Trillo	65
2.3.4 Descripción de la normativa que requiere análisis por parte del Titular en cumplimiento de la ITC de la NAC.	68
3. EVALUACIÓN	95
3.1 <u>Referencia y título de los informes de evaluación</u>	96
3.2 <u>Resultados de la aplicación en CN Trillo del sistema de supervisión</u>	

<u>del CSN</u>	99
3.2.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales	99
3.2.2 Indicadores de funcionamiento	99
3.2.3 Programa de inspección	100
3.2.4 Matriz de Acción	101
3.2.5 Actuaciones Coercitivas	103
3.2.6 Seguimiento de la evolución del ruido neutrónico	108
3.3 <u>Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad</u>	109
3.3.1 Experiencia Operativa propia y ajena	109
3.3.2 Experiencia Relativa al Impacto Radiológico	111
3.3.3. Análisis de nueva normativa	131
3.3.4 Comportamiento de Equipos	138
3.3.5. Modificaciones de la Instalación	153
3.3.6. Control de la Configuración	157
3.3.7. Sistema de Gestión	157
3.3.8 Programas de Mejora de la Seguridad	158
3.3.9 Análisis Probabilista de Seguridad (APS)	176
3.4 <u>Evaluación del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada</u>	186
3.4.1 Evaluación de la normativa que requieren análisis por parte del Titular en cumplimiento de la ITC de la NAC.	186
3.5 <u>Modificaciones</u>	212
3.6 <u>Hallazgos</u>	213
3.7 <u>Discrepancias respecto de lo solicitado</u>	213
4. <u>EVALUACIÓN</u>	218
4.1 <u>Aceptación de lo solicitado.</u>	218
4.2 <u>Requerimientos del CSN.</u>	219
4.3 <u>Compromisos del Titular</u>	219
4.4 <u>Recomendaciones del CSN</u>	219

ANEXO Siglas y abreviaturas. Denominación de sistemas y edificios de C N Trillo

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO
SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE
EXPLOTACIÓN DE C.N. TRILLO

1. IDENTIFICACIÓN

1.1 Solicitante

CNAT, Central Nuclear de Trillo.

1.2 Asunto

Solicitud de renovación de la autorización de Explotación de C.N. Trillo.

1.3 Documentos aportados por el Solicitante

Mediante escrito de 20 de noviembre de 2013 (nº de registro de entrada 43834) la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Industria, Energía y Turismo solicitó al Consejo de Seguridad Nuclear el informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de C.N. Trillo presentada ante ese Ministerio el 15 de noviembre de 2013 por los titulares de esa central, por un periodo de diez años, a partir de la fecha de vencimiento el 17 de noviembre de 2014.

1.4 Documentos oficiales

De acuerdo con lo requerido en el punto dos de la Orden Ministerial (BOE 293) de la Autorización de Explotación vigente de 16 de noviembre de 2004 por la que renovó la Autorización de Explotación vigente, el Titular de la Central Nuclear de Almaraz y de Trillo, CNAT, ha remitido la documentación siguiente:

- a) Últimas revisiones de los Documentos Oficiales de Explotación.
- b) Revisión Periódica de la Seguridad .
- c) Revisión de los Análisis Probabilista de Seguridad.
- d) Análisis de envejecimiento.
- e) Análisis de la experiencia acumulada durante la última autorización.

En cumplimiento del apartado a) anterior, las últimas revisiones de los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) incluidas en la solicitud de renovación:

1. Estudio de Seguridad rev. 31 (enero de 2013, nº reg. CSN 218).
2. Reglamento de Funcionamiento rev.12 (diciembre de 2012, nº reg. CSN 15444).
3. Especificaciones Técnicas de Funcionamiento rev. 64 (octubre 2013, nº reg. CSN 16126).

4. Plan de Emergencia Interior rev.14 (septiembre 2012, n° reg. CSN 16242).
5. Manual de Garantía de Calidad rev.9 (junio 2010, n° reg. CSN 12222).
6. Manual de Protección Radiológica rev.13 (abril 2009, n° reg. CSN 11038).
7. Plan de Gestión de Residuos Radiactivos rev.4 (noviembre de 2010, n° reg. CSN 4211).

La revisión del Plan de Protección Física 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. Mediante escrito de fecha 26 de mayo de 2014 (n° de registro en el CSN 41873) se ha recibido en el CSN, procedente de la DGPEM, la solicitud de renovación de la Autorización de Protección Física de C.N. Trillo.

En cumplimiento del apartado b) anterior, CNAT ha remitido el documento de referencia SL-13/038: “C.N. Trillo: Revisión Periódica de la Seguridad” rev. 0 de octubre de 2013.

La Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) tiene la estructura de la Guía de Seguridad del CSN 1.10 rev.1 (2008) cuyo índice es el siguiente:

- Experiencia Operativa (propia y ajena).
- Registro de datos operacionales de la central.
- Experiencia relativa al impacto radiológico.
- Cambios en la regulación y normativa.
- Comportamiento de los equipos.
- Modificaciones de diseño.
- Gestión de configuración.
- Sistema de gestión
- Análisis probabilístico de seguridad.
- Programas de evaluación y mejora de la seguridad (17 programas).

De acuerdo con la mencionada guía el periodo cubierto por la RPS abarca desde 1-1-02 al 31-12-12

En cumplimiento del apartado c) citado anteriormente, CNAT ha remitido la revisión de los Estudios Probabilistas de Seguridad (APS) siguientes:

- APS nivel 1 y 2 rev.7 (marzo 2007).
- APS inundaciones nivel 1 rev. 8 (junio 2013)
- APS otros modos de operación rev.2 (junio 2013).
- APS incendios rev. 0 (noviembre 2008).
 - Abril 2014 (Selección equipos, frecuencias).

- 15 de Mayo de 2014 (Informe detallado preliminar).
- Mayo 2015 APS incendios completo.
- IPEEE (sismos) rev. F3 (noviembre 2013). No incluye revisión de márgenes sísmicos requerido en la ITC 3 sobre resultados de las Pruebas de Resistencia .
- Otros sucesos externos rev. 3 (noviembre 2013). Incluye: inundaciones, sismos, impacto de aviones, vientos fuertes e incendios.
- APS inundaciones nivel 3 (noviembre 2013).

Estos APS se han revisado de acuerdo con el proceso de actualización de APS de la GS 1.15 *“Actualización y Mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad”* y de la Instrucción del CSN IS-25 *“Criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares”*.

En cumplimiento de lo requerido en el apartado d) citado anteriormente, CNAT ha presentado un análisis de envejecimiento de la central que se encuentra incluido en la sección 5.5.5 del documento de la RPS de referencia SL-13/038 mencionado anteriormente.

Por último, en cumplimiento del apartado e) CNAT ha remitido el análisis de la experiencia operativa de la central que se encuentra incluido en la sección 5.1 del citado documento de la RPS.

Adicionalmente y mediante el mismo escrito de la DGPEM mencionado anteriormente, CNAT ha remitido el informe *“Revisión Periódica de la Seguridad. Normativa de Aplicación Condicionada”*, de referencia 18-F-Z-01511, que contiene el análisis de las normas que requirió el CSN en el apartado 1 de la Instrucción Técnica Complementaria de referencia CSN/ITC/SG/TRI/12703 de 21 de diciembre de 2012. Posteriormente, mediante escrito de 4 de septiembre de 2014 (nº de registro de entrada en el CSN 43042), CNAT ha remitido un informe complementario de la NAC con el análisis adicional de dos normas de la ITC mencionada anteriormente.

Derivado del proceso de evaluación del CSN, la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear ha remitido a CNAT una Petición de Información Adicional de referencia CSN/PIA/CNTRI/TRI/1404/17. Como respuesta a este escrito, CNAT ha remitido al CSN dos escritos de respuestas el 2 de junio de 2014 (nº de registro del CSN de referencias 41927 y 41929).

Por último, entre los días 17 y 21 de julio de 2014 se mantuvo una reunión técnica entre CNAT y técnicos del CSN (acta técnica de referencia TR-14/005 y carta de salida de referencia CSN/C/DSN/TRI/14/26 de 5 de septiembre de 2014 y nº de registro 6555) para tratar el resultado de las evaluaciones sobre la RPS y NAC. Posteriormente, derivado de dichas evaluaciones, CNAT ha remitido los siguientes escritos con acciones de mejora

derivadas de las evaluaciones que se indican en el apartado de “evaluación” de esta propuesta:

- Escrito de 31 de julio de 2014 (nº de registro 42706) “C.N. Trillo. Compromisos en el área de APS en relación con la NAC y la RPS”
- Escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) “C.N. Trillo. Compromisos en relación con la NAC y la RPS excepto el área de APS”.
- Escrito de 11 de septiembre de 2014 (nº de registro 43131) “C.N. Trillo. Compromisos relacionados con la revisión periódica de seguridad y la normativa de aplicación condicionada”.

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA

2.1 Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

La Autorización de Explotación vigente de la Central Nuclear de Trillo, concedida mediante Orden del Ministerio de Economía de 16 de noviembre de 2004 (B.O.E. num.293 de 06/12/2004), que entró en vigor el 17 de noviembre del mismo año por un período de validez de diez años, en su disposición 2ª señala que, con un mínimo de un año de antelación a su expiración el titular podrá solicitar una de renovación de la misma por un periodo máximo de 10 años. Dicha solicitud, debería ir acompañada, entre otros documentos, de una “Revisión Periódica de la Seguridad de la central de acuerdo con lo que se especifique en las instrucciones complementarias que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear”.

De acuerdo con lo anterior, el Titular de CN Trillo ha solicitado la renovación de la autorización de explotación por un período de diez años, el 15 de noviembre de 2013, con un año de antelación a la fecha de expiración de la autorización de explotación vigente.

El Titular ha presentado en apoyo de la solicitud, la documentación establecida en la disposición 2ª de la Autorización de Explotación vigente, 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 1 de septiembre de 2008.

2.2 Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad

Como ya se ha indicado la RPS se ha realizado de acuerdo con el contenido y estructura de la Guía de Seguridad 1.10 rev.1 y abarca el periodo comprendido entre el 1 de enero de 2002 y el 31 de diciembre de 2012.

A continuación se resume los aspectos más relevantes de cada uno de los apartados de la RPS aportados por CNAT en su solicitud de renovación de la Autorización de Explotación:

- Experiencia Operativa propia y ajena.
- Registro de datos operacionales de la central.
- Experiencia relativa al impacto radiológico.
- Cambios en la regulación y normativa.
- Comportamiento de los equipos.
- Modificaciones de diseño.
- Gestión de configuración.
- Documentos Oficiales de Explotación.
- Sistema de gestión.
- Análisis probabilístico de seguridad.
- Estado de los programas de evaluación y mejora de la seguridad.

2.2.1 Experiencia operativa propia y ajena

En este apartado, CNAT ha hecho una revisión de los sucesos de experiencia operativa (EO) interna y externa remitida al CSN en los informes anuales en cumplimiento de Instrucción Técnica Complementaria asociada a la autorización de Explotación de 16 de noviembre de 2004 de referencia ITC-CNTRI-01-04 (CSN-ATT-000457).

De acuerdo con la ITC citada en el párrafo anterior, la experiencia operativa analizada se refiere a los siguientes temas:

- Sucesos Internos
- Sucesos ocurridos en otras centrales nucleares españolas
- Experiencia externa
 - Weiterleitungsnachricht (Circulares sobre experiencias operativas) emitidas por el GRS (Organismo técnico asesor del Gobierno Federal Alemán) .
 - Informes de experiencia operativa aplicables emitidos por Kraftwerk Unión Aktiengesellschaft (KWU) .
 - Informes Significativos de Experiencia Operativa (SOER) y los Informes de Sucesos Significativos (SER) emitidos por la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO).
- Experiencias cuya evaluación haya requerido el CSN.

Los informes anuales de experiencia operativa que CNAT ha remitido al CSN en los años que abarca esta RPS son los siguientes:

- EO-03/002. Análisis de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2002.
- EO-04/002. Análisis de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2003.
- EO-05/003. Análisis de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2004.
- EO-06/002. Análisis de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2005.
- EO-07/002. Análisis de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2006.
- EO-08/007. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2007.
- EO-09/001. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2008.
- EO-10/001. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2009.
- EO-11/001. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2010.
- EO-12/001. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2011.
- EO-13/001. Análisis para el CSN de la experiencia operativa de Central Nuclear de Trillo año 2012.

De acuerdo con la información remitida por CNAT, en el marco de la RPS se han revisado un total de 123 sucesos, siendo su distribución numérica atendiendo a su origen, la siguiente:

- 77 Informes de Sucesos Notificables
- 23 Informes Especiales
- 20 Condiciones Anómalas (Condición de No Conformidad)
- 3 Sucesos requeridos por el CSN

CNAT identifica el periodo de tiempo 2006 a 2010 como el de mayor número de Informes de Sucesos Notificables (ISN). En los dos últimos años (2011 y 2012) se observa una disminución en el número de informes notificables. A continuación se indica entre paréntesis el número de sucesos notificables para cada año cubierto por la RPS:

2002 (3), 2003 (5), 2004 (6), 2005 (2), 2006 (6), 2007 (7), 2008 (5), 2009 (7), 2010 (6), 2011 (3), 2012 (3).

Los sucesos internos, en el periodo cubierto por la RPS, cuyo análisis ha sido requerido por el CSN son los siguientes:

- EO-TR-3417 “Acceso no intencionado de un trabajador al cubículo A0311 durante operación a potencia”. Escrito de referencia de C.N. Trillo CSN-ATT-000936 (escrito del CSN CSN-C-DSN-11-291).
- EO-TR-3439 “Comunicación de apercibimiento al titular de CN Trillo por incumplimiento de la instrucción del consejo IS-06”. Escrito de referencia de C.N. Trillo CSN-ATT-000883 (escrito de referencia del CSN CSN-C-DSN-11-88).
- EO-TR-3645 “Instrucción técnica del CSN por la que se requieren medidas adicionales relativas a la cualificación de componentes clase nuclear de CN Trillo”. Escrito de referencia de C.N. Trillo CSN-ATT-000966 (escrito de referencia del CSN CSN/IT/DSN/ TRI/12/02).

Como resumen de la valoración que CNAT hace de esta revisión de la EO interna destaca lo siguiente: entre las causas directas las acciones humanas son las que más contribuyen con algo más del 24%, apreciándose un descenso constante desde 2002 hasta 2011. Del resto de causas directas, las preponderantes son los fallos asociados a equipos mecánicos, eléctricos y de Instrumentación y control (I&C) con valores cercanos al 20%.

Por otro lado, la distribución de causas raíces en la EO interna sería la siguiente: un 47% de causas relacionadas con factores humanos, un 24% relacionadas con la dirección, y un 40% relacionadas con equipos.

Respecto a la experiencia operativa externa, CNAT ha revisado las 297 evaluaciones realizadas, de las cuales 238 son aplicables a C.N. Trillo y 59 no aplicables por referirse a instalaciones de diferente diseño.

En este caso, CNAT identifica la siguiente distribución de causas directas en los sucesos externos analizados: fallos mecánicos (18,2%), acciones humanas (16,8%), fallos eléctricos/I&C (15,8%), defectos de diseño (15,8%). Otras causas que contribuyen en menor medida son: otras causas (10,1%), fabricación/construcción (7,4%) o externa a planta y pruebas/vigilancia/procedimientos (4%).

CNAT ha realizado una comparación entre las causas de la experiencia operativa propia y la externa con las conclusiones que se resumen en la tabla siguiente:

EXPERIENCIA OPERATIVA COMPARACIÓN DE CAUSAS, CENTRALES NO ESPAÑOLAS

(CONTRIBUCIONES EN %)

CAUSAS	CN TRILLO	RESTO DE CENTRALES (No españolas)
Acciones Humanas	24	16,8
Mantenimiento/Inspecciones	11,4	2
Incumplimiento de normativa /cualificación	12,2	1
Fallos asociados a equipos mecánicos	18,7	18,2
Fallos eléctricos y de I&C	18,7	15,8
Fallos en pruebas /vigilancia/ procedimientos y externa a planta	4	4
Defectos de diseño	6,5	15,8
Otras causas (10,1% frente a 0%)	0	10,1
Defectos de fabricación/ construcción	0	7,4

Se ha resaltado en negrita cuando la mayor contribución se presenta en CN Trillo o en el resto de centrales, cuando no se indica nada ambas son comparables.

Por último, en relación con la experiencia operativa de otras centrales nucleares españolas, del total de 690 evaluaciones, CNAT ha considerado 449 aplicables a CN Trillo y 241 no aplicables por presentar diferencias de diseño, por tratarse de componentes y/o equipos no utilizados o presentar prácticas de trabajo diferentes.

De la comparación de la experiencia operativa de otras centrales españolas con la propia de C.N. Trillo, CNAT extrae las conclusiones que se resumen en la tabla siguiente:

**EXPERIENCIA OPERATIVA COMPARACIÓN DE CAUSAS,
CENTRALES ESPAÑOLAS**

(CONTRIBUCIONES EN %)

CAUSAS	CN TRILLO	RESTO DE CENTRALES (Españolas)
Acciones Humanas	24,4	29
Mantenimiento/Inspecciones	11,4	0,7
Incumplimiento de normativa /cualificación	12,2	1
Fallos asociados a equipos mecánicos	18,7	13
Fallos eléctricos y de I&C	18,7	24,3
Defectos de diseño	6,5	9,6
Otras causas (10,1% frente a 0%)	0	7,8
Externa a planta	0	8,3

Se ha resaltado en negrita cuando la mayor contribución se presenta en CN Trillo o en el resto de centrales españolas.

Finalmente, CNAT ha realizado un análisis de las acciones derivadas de la revisión de la experiencia operativa. A modo de resumen, CNAT indica que las acciones más significativas, que se derivan del análisis de la experiencia operativa, tiene la distribución siguiente: modificación de procedimientos/gamas/vigilancias (22,3%) y elaboración de estudios de ingeniería /análisis de seguridad (21%). Otras acciones son: formación (16,4%), emisión de comunicados internos (12,4%), documentación (7,4%), otras acciones (6,8%) o modificación de diseño (6,6%).

2.2.2 Experiencia relativa al impacto radiológico

2.2.2.1 Dosis Ocupacional (Trabajadores Expuestos).

CNAT revisa en este apartado las dosis ocupacionales del período comprendido entre el 1 de enero de 2002 y el 31 de diciembre de 2012. Este período incluye desde la decimocuarta hasta la vigesimocuarta paradas para recarga de combustible.

Los datos utilizados para el análisis han sido obtenidos de los informes de recarga y de los informes anuales de los controles dosimétricos del personal de explotación que se elaboran para dar cumplimiento a la Instrucción Complementaria 5.6 de la Autorización de Explotación. Estos datos, a su vez, proceden de los registros de los sistemas de dosimetría operacional, dosimetría oficial y dosimetría interna, y también se encuentran recopilados en los Informes Mensuales de Explotación (IMEX).

En este apartado se analizan las dosis anuales y de recarga, las dosis por trabajos, y las dosis individuales por radiación externa e interna. Finalmente, se describe y valora la implantación del programa de reducción de dosis. De acuerdo con la información proporcionada por CNAT, se pueden diferenciar tres etapas en la evolución de la dosis anual: la primera etapa de suave tendencia a la baja desde el año 2002 hasta el año 2005; la segunda etapa, que abarca el periodo comprendido entre el 2006 y el 2009, caracterizada por un crecimiento acusado debido a las mayores dosis recibidas durante las recargas 18ª, 20ª y 21ª. La tercera etapa abarca desde el 2010 hasta el 2012 y se caracteriza por un decrecimiento de la dosis colectiva respecto a la segunda etapa.

La primera etapa de suave tendencia a la baja se puede entender como una continuación de la última etapa de la anterior RPS, en la que se pusieron de manifiesto la experiencia adquirida y las medidas de reducción de dosis aplicadas.

La segunda etapa se caracteriza por un aumento de las dosis recibidas debido a los trabajos sobre los internos de las bombas del reactor, cambios de las barras de control y cambios de las válvulas del primer aislamiento del sistema de refrigeración de emergencia.

Finalmente, la tercera etapa cubre desde el año 2010 hasta el 2012 donde se produce una disminución en las dosis colectivas que se debe fundamentalmente a los programas de reducción de dosis en coordinación con los trabajos de las secciones operativas.

Dosis colectivas en C.N. Trillo en el periodo analizado en la RPS

El siguiente gráfico representa de forma esquemática las dosis colectivas del conjunto de trabajadores de C.N. Trillo en el periodo considerado. Se observa un aumento en la dosis colectiva correspondiente a la recarga de combustible nº 21 en la que se realizaron muchos trabajos en el circuito primario.

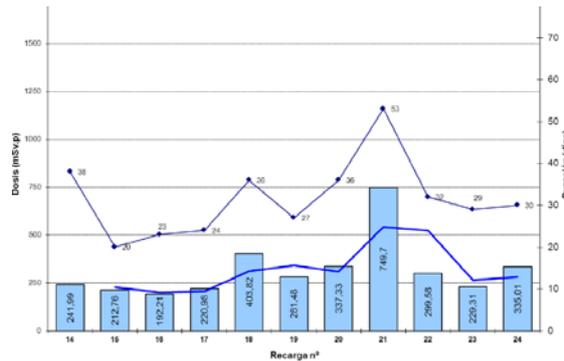


Figura 5.3.1-4 Dosis colectiva y duración de las recargas

Dosis individuales por irradiación externa

Del análisis de los datos presentados en este apartado se obtiene que las dosis individuales máximas han seguido una evolución en el tiempo similar a la descrita para la dosis colectivas.

En todo el período evaluado ningún trabajador ha superado el valor de dosis de 20 mSv al año, valor promedio en 5 años del límite fijado por el actual Reglamento sobre Protección Sanitaria Contra Radiaciones Ionizantes. La dosis máxima ha sido siempre inferior a 10 mSv. Asimismo, en siete de los once años evaluados, la dosis máxima ha sido inferior a 5 mSv.

Dosis individuales por contaminación interna

En total se han realizado un total de 12711 medidas de contaminación interna en el contador de cuerpo entero, no encontrándose, en ningún caso, dosis por encima del nivel de registro (1 mSv/año de dosis efectiva comprometida). Este hecho pone de manifiesto el alto grado de efectividad de las medidas de protección y control de la contaminación tanto de las zonas de trabajo, como de los trabajadores.

2.2.2.2. Vertidos y Dosis al Público

Efluentes líquidos y gaseosos

Los datos utilizados para el análisis han sido obtenidos de los informes mensuales de explotación (IMEX) y, desde el año 2010, de los informes anuales de “Información normalizada sobre los efluentes gaseosos y líquidos vertidos el medio ambiente por C.N. Trillo”. Estos datos proceden de las aplicaciones informáticas empleadas para el control y gestión de los efluentes. La dosis anual efectiva al individuo del público más expuesto como consecuencia de los efluentes descargados se ha calculado a partir de las actividades descargadas conforme a la metodología y parámetros del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) en vigor en cada momento.

Actividad y dosis debida a efluentes líquidos

La práctica totalidad de las actividades descargadas a través de los efluentes líquidos procedieron de las emisiones en tandas. Únicamente en mayo y junio de 2002 se produjeron emisiones en continuo.

En lo referente al tritio, isótopo que no es retenido por los sistemas de tratamiento de efluentes, la actividad anual descargada se ha mantenido dentro de un estrecho margen: entre 28,5 TBq en 2004 y 12,2 TBq en 2005.

Como aspectos generales son de destacar los siguientes:

- Las dosis debida a efluentes líquidos se han movido en un intervalo relativamente estrecho, alcanzándose un valor máximo de 3,82 $\mu\text{Sv/año}$ en 2012, año en que el caudal del río Tajo fue extremadamente bajo, y un mínimo de 1,69 $\mu\text{Sv/año}$ en 2010, año en que se registró el valor máximo de caudal medio anual del río Tajo. La poca variación de la dosis anual muestra la constancia en el tiempo en la aplicación de criterios ALARA para el uso del sistema de tratamiento de residuos líquidos.
- En el período analizado todas las dosis anuales se encuentran muy por debajo del valor de restricción operacional de dosis establecido (40 $\mu\text{Sv/año}$ para efluentes líquidos), lo que pone de manifiesto que los sistemas y procedimientos para la limitación, vigilancia y control de los efluentes líquidos son adecuados.

Actividad y dosis debida a efluentes gaseosos

La descarga de efluentes gaseosos se realiza de forma continua mediante el Sistema de Extracción General no existiendo por tanto descargas discretas.

De las gráficas aportadas por CNAT puede observarse cómo en 2008 y en menor medida en los años siguientes, los valores de actividad debida a partículas (con periodo de vida media superior a 8 días) y a gases nobles, es superior a la de años anteriores, lo cual es atribuible al cambio de metodología de cálculo por la Directiva 2004/2/EURATOM.

Dosis efectivas

En la documentación aportada por CNAT se presentan las dosis efectivas estimadas debidas a los efluentes líquidos, efluentes gaseosos y al total de los efluentes para el período objeto de revisión.

La dosis total al público se debe fundamentalmente a los efluentes líquidos contribuyendo todos los años al menos en el 85% de la dosis total.

La dosis efectiva media se situó en 2,79 $\mu\text{Sv/año}$ para los efluentes líquidos y en 0,27 $\mu\text{Sv/año}$ para los efluentes gaseosos.

La dosis efectiva media debida al total de los efluentes se situó en 3,05 $\mu\text{Sv/año}$, siendo la máxima 4,00 $\mu\text{Sv/año}$, representando respectivamente el 3,1% y 4,0% de la restricción operacional de dosis (100 $\mu\text{Sv/año}$).

Como conclusión, CNAT indica que las actividades descargadas y las dosis al exterior estimadas se han mantenido en todo momento por debajo de las restricciones y limitaciones impuestas en las Especificaciones de Funcionamiento.

Tanto del análisis de las actividades descargadas, como de las dosis estimadas para los miembros del público, CNAT concluye que los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos han cumplido en todo momento su función adecuadamente. Por lo tanto, CNAT indica que tanto las dosis como las actividades vertidas se mantienen en el tiempo sin grandes oscilaciones, lo que prueba la adecuación en todo momento de los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos al estado radiológico de la planta.

2.2.2.3 Residuos Radiactivos Sólidos

Residuos radiactivos sólidos

En este apartado se analiza la generación, caracterización, acondicionamiento, almacenamiento temporal en la Central y retirada por ENRESA de los residuos radiactivos sólidos generados durante el período comprendido entre el 1 de enero de 2002 y el 31 de diciembre de 2012.

Los datos utilizados para el análisis de la generación y retirada de bultos han sido obtenidos de los informes mensuales de explotación (IMEX), de los informes anuales de gestión de residuos que se elaboran para dar cumplimiento a la Instrucción complementaria 5.7 de la Autorización de Explotación vigente, de los informes anuales de protección radiológica, del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado y de los informes de reducción de volumen. La información sobre la evolución de los procesos y procedimientos de caracterización, acondicionamiento, y aceptación para el almacenamiento se obtiene de los dosieres de aceptación de bultos no tipificados y libros de proceso de bultos tipificados.

Residuos sólidos de baja y media actividad

La información relativa a los residuos de baja y media actividad contenida en la RPS es la siguiente:

Residuos acondicionados

Los residuos sólidos de media y baja actividad provienen del proceso de descontaminación de las diferentes corrientes y sistemas, así como de los desechos sólidos generados en las actividades de mantenimiento y modificaciones en zona controlada.

Los bultos de residuos tipos A, B y C (resinas, concentrados de evaporador y lodos) se acondicionan bloqueando el residuo en matriz sólida de conglomerante hidráulico, mediante la adición de cemento y cal. Los residuos tipo D (material prensable) se acondicionan mediante la utilización de una prensa hidráulica. Los residuos tipo E (material no prensable) se acondicionan rellenando los huecos existentes en el interior del bidón con mortero y los residuos del tipo GO (Concentrados y lodos desecados) una vez secados y deshidratados, se inmovilizan dentro de un bidón con pared de 5 cm de hormigón.

Los bultos ya acondicionados son transportados al Almacén Temporal de Residuos Radiactivos Sólidos (ZY-3) donde son almacenados hasta su posterior retirada por ENRESA. La capacidad de este almacén es de 11.500 bultos de 220 l.

Además, aunque en el período objeto de revisión no se han generado bidones de 180 litros, sí que se generaron con anterioridad y algunos de ellos han sido almacenados y retirados durante el período de la RPS.

Del análisis de los datos presentados son de destacar como hechos más relevantes los siguientes:

- La máxima generación de bultos de 220 litros se da en 2006, año en el que se produjeron 239 bultos, de los cuales 104 se corresponden con bultos tipo D. Como ya se ha indicado, en el año 2006, durante la 18ª recarga de combustible se produjo un incidente en la bomba de refrigeración del reactor YD30 que ocasionó un aumento en la generación de residuos prensables.
- La máxima ocupación del almacén temporal de bidones ZY-3 se produjo en 2007, encontrándose un total de 901 bultos de 220 litros y 1 de 180 litros, lo que equivale al 7,8% de su capacidad (11.500 bultos de 220 litros).
- En la actualidad, en el almacén temporal de bidones de ZY-3, no hay bultos de 180 l. En el período objeto de revisión no se han generado bultos de este tipo y, respecto a los almacenados al inicio de dicho período, los de carbón activo fueron desclasificados en 2003 y los 2 prensables fueron reacondicionados en 2007 y entregados a ENRESA en 2009.
- Desde el inicio de la operación de la central hasta el 31 de diciembre de 2012 se han generado un total de 5496 bultos de 220 litros y 1257 de 180 litros, de los que ENRESA ha retirado 4818 de 220 litros y 1257 de 180 litros, quedando por tanto en el almacén temporal ZY-3 678 de 220 litros que representa el 5.9% de la capacidad del almacén.

Residuos pendientes de acondicionar o desclasificar

Los requisitos técnicos de los proyectos de desclasificación, fijados por el CSN, requieren que con carácter general cada corriente de materiales residuales de muy baja actividad deba ser objeto de un Proyecto Común a todas las centrales nucleares españolas. El proyecto común debe ser remitido al CSN para su apreciación favorable,

tras la cual cada central debe realizar la solicitud de desclasificación de cada corriente a la DGPEM.

A lo largo del período objeto de la RPS, C.N. Trillo ha establecido, en el año 2003, la metodología para la desclasificación de carbón activo y resinas de intercambio iónicos con muy bajo contenido de actividad y ha modificado, en enero de 2010, la correspondiente a aceites usados que se estableció en 1999.

Programas de reducción de residuos de baja y media actividad (RBMA) generados

A continuación se relacionan los programas de reducción de RBMA implantados en la Central hasta el 31 de diciembre de 2012:

- Reducción de la llegada de líquidos al sistema de tratamiento de efluentes líquidos radiactivos
- Reducción del volumen recogido en los tanques de alta actividad del sistema de tratamiento de efluentes líquidos radiactivos.
- Acondicionamiento en matriz sólida de concentrados de evaporador y resinas gastadas.
- Segregación y descontaminación de residuos sólidos compactables.
- Planta de Secado de concentrados de evaporador y lodos.
- Desclasificación de aceites usados.
- Desclasificación de carbón activo y resinas de intercambio iónico con bajo contenido de actividad.

Además, CNAT identifica las corrientes de RBMA generadas en la C.N. Trillo pendientes de acondicionar y para las que existen en la actualidad vías de gestión, o pendientes de desclasificar, expresados en las unidades más comúnmente empleadas para cada uno de ellos.

Conclusiones del Titular en relación con la gestión de residuos radiactivos

Del análisis de los datos presentados en este apartado, CNAT extrae las siguientes conclusiones:

- En C.N de Trillo la gestión global de los residuos radiactivos sólidos se ha realizado desde el inicio de la explotación de acuerdo con el contrato suscrito con ENRESA, el cual establece mecanismos para la implantación de los resultados de evaluaciones y estudios encaminados a la mejora del acondicionamiento y almacenamiento de los residuos radiactivos.
- En el caso de los residuos susceptibles de desclasificación la C.N. de Trillo participa junto con el resto de las CC.NN.EE en los Proyectos Comunes establecidos.
- La capacidad del almacenamiento temporal de bidones ZY-3 (11.500 bultos de 220 litros) es suficiente para acoger todos los residuos de baja y media actividad que se van generando hasta su retirada por ENRESA. A 31 de diciembre de 2012 el nivel

de ocupación por bidones del almacén era del 5,9% y la ocupación total del 10,5%, incluyéndose la ocupación por diversos útiles y la totalidad de bastidores (6) de la piscina de combustible provenientes del re-racking que representan el 4,6% del volumen útil del almacén.

Durante el periodo objeto de revisión, en virtud de las autorizaciones concedidas por el Ministerio de Industria, se han desclasificado 25,78 m³ de aceites usados, 9952 kg de carbón activo y 6456 kg de resinas de intercambio iónico.

En el período evaluado se han generado un total de 1951 bultos, todos ellos de 220 l. ENRESA ha retirado en el periodo evaluado 2141 bidones (2140 de 220 litros y 1 de 135 litros), quedando en el Almacén ZY-3 678 bidones de 220 litros.

C.N. Trillo dispone de procedimientos específicos para el control del material radiactivo, evitando así que éste pueda ser gestionado como residuo convencional.

2.2.2.4 Vigilancia Radiológica Ambiental

El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) es el conjunto formado por la red de vigilancia y los procedimientos de muestreo, análisis y medida, encaminado a determinar el posible incremento de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos en el medio ambiente producidos por el funcionamiento de la central nuclear, con objeto de evaluar el impacto radiológico derivado del funcionamiento de la instalación.

El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental de C.N. Trillo se inició en Marzo de 1984.

La fase preoperacional del Programa se desarrolló hasta el mes de abril de 1988, ya que la primera criticidad se produjo durante el mes siguiente (14/05/1988). Durante este periodo se midieron los valores de fondo de la zona para su uso como referencia durante la fase de operación de la Central.

Desde el inicio de su fase preoperacional, el programa ha sido modificado en varias ocasiones en cuanto a los tipos de muestra a tomar, los puntos de muestro, los análisis a realizar y la frecuencia de realización de los muestreos y análisis debido a variaciones particulares del entorno de la instalación (imposibilidad de tomar muestras en algún punto, localización de nuevos puntos más representativos, etc.) y a la aplicación de directrices y guías, fundamentalmente la Guía de Seguridad nº 4.1 “Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares” publicada por el CSN (Junio 1993).

El PVRA contempla la recogida de muestras de muy diversos tipos correspondientes a las vías de exposición radiactiva a las que está sometido el hombre (radiación directa, aire, deposición radiactiva, agua y alimentos).

Las frecuencias de muestreo varían en función de la permanencia de los radionucleidos en el medio, de forma que, cuanto menor sea ésta, mayor debe ser dicha frecuencia de muestreo.

En el PVRA de C.N. Trillo se vienen recogiendo durante los últimos años (2002-2012) alrededor de 1200 muestras al año, sobre las que se realizan una media de aproximadamente 1400 – 1500 análisis.

Adicionalmente, se realiza el Programa de Control de Calidad Analítico que comprende la recogida de muestras duplicadas y su análisis en un laboratorio independiente del habitual.

El número de muestras y análisis sometidos a Control de Calidad durante los últimos años ha sido aproximadamente el 10% del total.

Dentro del PVRA se consideran las vías de exposición de aire y agua. Dentro de cada vía, se seleccionan los tipos de muestras de los que se dispone de mayor información por su alta frecuencia de muestreo y las que mejor pueden reflejar el potencial impacto de la instalación: dosimetría ambiental, aire (filtros de carbón activo para la medida de radioyodo), suelo, agua superficial y sedimentos de fondo

La información utilizada por CNAT para realizar este análisis en el marco de la RPS se ha obtenido de los informes anuales del PVRA remitidos cada año de acuerdo con el apartado 5.2 “Información Anual” del Reglamento de Funcionamiento.

Los resultados del análisis del PVRA realizado en el marco de la RPS para los diferentes radionucleidos son los siguientes:

- I-131 en aire

Durante el período objeto de revisión se han analizado más de 3000 muestras, y sólo se ha detectado actividad de I-131 superior al límite inferior de detección (LID) en las muestras correspondientes a los meses de marzo y abril de 2011, tanto en las estaciones de seguimiento como en la testigo. Hay que señalar que ninguno de los resultados de actividad de I-131 obtenidos superaron el Nivel de Notificación establecido para este parámetro (0,4 Bq/m³).

Los resultados de actividad de 2011 se atribuyen a las consecuencias del accidente ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima 1 y no están relacionados con la operación de la Central de Trillo.

Durante los años objeto de la revisión no se ha producido un incremento de la concentración de actividad de I-131 en el aire del entorno de la Central de Trillo como consecuencia de la operación de dicha central

- Radiación directa (dosimetría ambiental)

A diferencia de la situación actual, en la que los niveles de radiación se miden mediante la exposición de dosímetros de termoluminiscencia (TLD) durante periodos trimestrales, en la fase preoperacional la dosimetría ambiental se realizó poniendo simultáneamente en las distintas estaciones dosímetros con lectura bimestral y dosímetros con lectura semestral. Para la realización de esta evaluación, además de los resultados trimestrales del periodo objeto de revisión, CNAT ha considerado los resultados bimestrales del periodo preoperacional.

A lo largo del periodo de revisión, no se observan diferencias significativas entre los resultados obtenidos en las estaciones de seguimiento y las testigos.

No se observan incrementos de los niveles de radiación en el entorno de la central respecto a los valores medios observados durante la fase preoperacional, manteniéndose, en la mayoría de los años, la misma situación en cuanto a la magnitud relativa de los niveles de radiación en unas estaciones respecto a otras.

- Suelo

Los radionucleidos seleccionados para realizar la evaluación para este tipo de muestra son el Cs-137 y el Sr-90 por ser aquellos cuya presencia habitualmente se observa en esos tipos de muestra.

Los resultados analíticos medios anuales del conjunto de todas las estaciones y de cada una individualmente, obtenidos para ambos radionucleidos se pueden considerar bastante estables durante el periodo objeto de revisión, no apreciándose variaciones significativas respecto a los valores medios obtenidos durante la fase preoperacional.

- Agua superficial

El radionucleido seleccionado para realizar la evaluación para este tipo de muestra es el H-3 debido a que es el que con mayor frecuencia se detecta su presencia en este tipo de muestra.

Los resultados analíticos medios de todas las estaciones obtenidos se pueden considerar bastante estables durante el periodo objeto de la revisión presentando todas las estaciones variaciones semejantes.

El comportamiento de los resultados analíticos de la estación testigo a lo largo de la fase operacional no presenta variaciones respecto a la preoperacional ni a lo largo de dicha serie temporal.

- Sedimentos de fondo

Los radionucleidos seleccionados para realizar la evaluación para este tipo de muestra son el Cs-137 y el Sr-90 debido a que son los más representativos de este tipo de muestras.

Los resultados obtenidos no indican que durante los años objeto de la revisión se haya producido un incremento significativo de la presencia de radionucleidos en los sedimentos de fondo del entorno de la Central de Trillo como consecuencia de la operación de dicha central.

Como conclusión general relativa a la vigilancia ambiental, CNAT extrae las siguientes:

- En el estudio realizado se han considerado las vías de exposición al hombre iniciales (aire y agua) a partir de las que se derivan las demás.
- Durante los años previos al inicio de la operación de la central se llevó a cabo un programa de muestreo y análisis con el alcance necesario para disponer de unos valores de referencia suficientes para poder valorar potenciales incrementos de las magnitudes radiológicas ambientales relacionables con la operación de la central.
- De forma sistemática se han tomado muestras, y realizado análisis a las mismas, en estaciones testigo por lo que se dispone de una referencia adecuada para observar los potenciales incrementos relacionables con la operación de la central sobre los valores radiológicos ambientales habituales de la zona.
- La calidad de la información obtenida durante la fase preoperacional y la relativa a las estaciones testigo ha permitido realizar la evaluación de los resultados de la vigilancia radiológica ambiental con un nivel de fiabilidad elevado.

2.2.2.5 Residuos Radiactivos de Alta Actividad

Los elementos de combustible gastados se almacenan provisionalmente en la piscina de combustible, localizada en el edificio del reactor, con una capacidad de almacenamiento de 805 elementos combustibles, que no se ha modificado en el período objeto de revisión.

El ATI (edificio ZY-4) tiene una capacidad para albergar 80 contenedores. Los contenedores previstos son del tipo ENSA-DPT (Doble Propósito-Trillo), válidos tanto para el almacenamiento en seco como para transporte, con capacidad para 21 elementos de combustible en cada contenedor, con lo que se dispone de una capacidad de almacenamiento adicional de 1.680 elementos de combustible irradiado.

A 31 de diciembre de 2012, en la piscina de combustible, había 558 elementos combustibles, lo que supone un grado de ocupación del 88,85% y un total de posiciones libres de 64, excluyendo las 177 posiciones libres para poder albergar un núcleo completo.

A 31 de diciembre de 2012, en el ATI, se encontraban 462 elementos de combustible, almacenados en 22 contenedores de combustible irradiado conteniendo cada uno 21 elementos, lo que supone un grado de ocupación del 27,50 % del total disponible.

2.2.3 Análisis de nueva normativa

En la vigente Autorización de Explotación del año 2004 (condición 5.3) y en la Instrucción Técnica Complementaria de 2004 asociada a esta condición 5.3 (ITC-CNTRI-01-04) se amplió el alcance del informe anual de normativa, añadiendo la normativa de los EE.UU. que debía analizarse (nuevos requisitos formulados por los EE.UU. cuando se refirieran a normativa incluida en las bases de licencia de la central: cambios en el 10 CFR 50 ó 100, cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes, Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes) y cualquier otra normativa cuyo análisis hubiera sido requerido por el CSN.

En el año 2008, el CSN emitió la vigente Instrucción Técnica Complementaria sobre el análisis anual de nueva normativa revisada (CNTRI/TRI/SG/08/16). En esta ITC se revisa el alcance del informe de nueva normativa, indicándose que los documentos a analizar deben ser los siguientes:

- Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nacional y protección radiológica
- Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear
- Requisitos y normas del país de origen del proyecto, en particular:
 - Cambios en la Legislación Federal Alemana que pudieran ser aplicables a C. N. Trillo.
 - Requisitos emitidos por el BMU.
 - Normas Técnicas de Seguridad Nuclear (KTA) de la República Federal Alemana.
 - Recomendaciones de la Comisión para la Seguridad de los Reactores (RSK) de la RFA.
 - Recomendaciones de la Comisión de Protección Radiológica (SSK).
- Requisitos formulados por el organismo regulador de los EE.UU., 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).
- Otros documentos emitidos por el organismo regulador de EE.UU. y que no son emitidos con carácter de requisito normativo, aunque se solicita del Titular un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación a la instalación:

- Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC que forman parte de las bases de licencia de la central.
- Nuevas guías reguladoras (RG) que se emitan como consecuencia de cambios o nuevos requisitos formulados por el organismo regulador de EE.UU., y cuyo cumplimiento haya sido requerido por el CSN.
- Otras guías reguladoras (RG) distintas de los dos categorías anteriores, que el Titular considere de especial interés la aplicación a su instalación, sin que formen parte de sus bases de licencia.
- Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentren dentro de los siguientes objetivos:
 - o Endosar posiciones de la industria
 - o Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC

En el marco de la RPS el análisis de reglamentación y normativa realizado por CNAT abarca lo siguiente:

- Reglamentación nacional
- Normativa del país de origen del proyecto requerida en las ITCs indicadas anteriormente
- Normativa americana requerida por ITCs indicadas anteriormente
- Normativa internacional
- Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)
- Otra normativa

La normativa que no está relacionada con la seguridad nuclear o con la protección radiológica no ha sido considerada en esta Revisión Periódica de Seguridad al considerarse que es normativa convencional y que aplica a CN Trillo como instalación industrial.

Esta revisión realizada durante la RPS ha tenido por objeto:

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

CNAT hace un análisis de la normativa nacional, su evolución y el cumplimiento por CNAT de la misma. Se menciona, en este apartado las Instrucciones Técnicas Complementarias relacionadas con el accidente de la central japonesa de Fukushima siguientes:

- CNTRI/TRI/SG/11/04, Instrucción Técnica complementaria a CN Trillo en relación con la realización de las “Pruebas de Resistencia” previstas a nivel europeo para las centrales nucleares.
- CNTRI/TRI/SG/11/13, Instrucción Técnica Complementaria a CN Trillo 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.
- CSN/ITC/SG/TRI/12/01, Instrucción Técnica Complementaria a CN Trillo en relación con los resultados de las "Pruebas de Resistencia" realizadas por las centrales nucleares españolas.
- CSN/ITC/SG/TRI/12/02, Instrucción Técnica Complementaria (ITC) en relación con el cumplimiento por parte de CN Trillo de la ITC de 1 de julio de 2011 sobre sucesos con pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares.

En los siguientes apartados se resume el análisis de CNAT de la normativa del país de origen del proyecto, de la normativa de la NRC y de la normativa de aplicación condicionada.

2.2.3.1 Normativa del país de origen del proyecto

En el caso de CN Trillo, la normativa alemana (país de origen del proyecto) analizada es la siguiente:

- Legislación Federal Alemana (FRG)
- Directrices del BMI/BMU
- Normas KTA
- Recomendaciones del RSK
- Recomendaciones del SSK

En la tabla siguiente se muestra el número de requisitos y normas analizadas durante el período y el número de ellas que se ha considerado aplicable, no aplicable o cuyo análisis está pendiente de cierre en el informe de nueva normativa del año 2012 remitido por CNAT el 31 de marzo de 2013 (nº de registro del CSN 41113):

	FRG	BMI/BMU	KTA	RSK	SSK
Aplica	-	-	61 ^{***}	32	2
N/A	25	29	10 [*]	41 ^{**}	33
Abierto	-	-	3	5	-
Total	25	29	74	78	35

Las normas siguientes fueron consideradas no aplicables por CNAT o aplicables con un alcance determinado, pero en la Instrucción Técnica Complementaria de la NAC de referencia se requirió a CNAT su análisis de aplicabilidad o la modificación del alcance de aplicabilidad que había hecho CNAT:

*KTA 1203-2009

** : RSK 417

***: KTA 1201

KTA 3502.

Normas KTA

Aunque en Alemania existía una normativa industrial muy desarrollada (p.ej. normas DIN), la normativa nuclear tuvo un desarrollo relativamente lento en comparación con la evolución del diseño y construcción de las centrales nucleares. De hecho, la mayor parte de las normas KTA, que son las que realmente establecen criterios de diseño detallados, se publicaron en su mayor parte en paralelo con el diseño y construcción de las centrales nucleares.

En el caso de C.N. Trillo, la mayor parte de las normas KTA se desarrollaron durante el proyecto y únicamente habían sido editadas dos en el momento de concederse la Autorización de Construcción.

En el periodo de tiempo considerado en esta RPS se han analizado 71 normas KTA, de las cuales, 10 no se han considerado aplicables porque los temas de su alcance quedan cubiertos por normativa nacional o por otra normativa exigida por condicionados y/o comprometida por CN Trillo.

Las siguientes KTA han sido analizadas en el marco del cumplimiento de la ITC de la NAC: KTA: 1203 (Ed-2009) considerada no aplicable, 3504 (Ed-2006) considerada aplicable con limitaciones en modificaciones de diseño, 3601 (Ed-2005) considerada aplicable con limitaciones en modificaciones de diseño y pruebas y 3705 (Ed-2006) considerada aplicable en modificaciones de diseño y pruebas.

Adicionalmente, las KTA 1201 (Ed-2009), 2103 (Ed-2000) y 3502 (Ed-1999), se encuentran en el apartado 3 del Anexo de la ITC del CSN sobre la NAC (CSN/ITC/SG/TRI/12/03), por lo que deben ser incorporadas en la actualización de las Bases de Licencia de la central.

Entre las normas KTA analizadas, las que han supuesto un mayor número de acciones para adaptar la planta a su cumplimiento son las siguientes:

- KTA 2206 (Ed -1992). Diseño de centrales nucleares contra los efectos de rayos.

Las acciones a llevar a cabo en la planta se dividieron por prioridad, según los siguientes criterios:

- Prioridad 1: Por riesgo de caída directa de rayo, en sistemas o edificios altos de seguridad. Por incumplimiento de criterios de separación de tensión en sistemas de seguridad.
- Prioridad 2: Por discontinuidad en el circuito de drenaje de la intensidad de descarga del rayo, en sistemas o estructuras de seguridad, altas o a ras de suelo. Carencia de descargadores en circuitos de seguridad. Errores o deficiencias menores en el montaje de equipos o componentes de seguridad, por encima del nivel del terreno.
- Prioridad 3: Por presentar una ventana para posibles inducciones electromagnéticas en sistemas de seguridad por encima del nivel del suelo. Riesgo de caída directa de rayo en zanjas de seguridad. Discontinuidad en el circuito de drenaje de la intensidad en estructuras no enterradas no de seguridad. Circuitos no de seguridad sin descargadores.
- Prioridad 4: Otros casos de menor entidad.

Durante la Recarga 99 se implantó la MD-5371 correspondiente a las modificaciones de diseño de prioridad 1. La implantación de la MD-5372 (prioridad 2) se inició en el año 2000 y finalizó en el primer trimestre del año 2004. Por último, la MD-6153 (prioridad 4) se implantó en el año 2003.

- KTA 3903 (Ed -1993). Inspección, pruebas y operación de equipos de elevación en centrales nucleares.

La modificación de diseño (MD-1883) se implantó en el primer semestre del año 2003, realizándose las pruebas según los procedimientos:

- CE-T-MM-0315, Rev. 0, Pruebas periódicas de la grúa polar YL01D001 Edificio del Reactor según KTA 3903.
- CE-T-MM-0316, Rev. 0 Pruebas periódicas de la grúa Gantry YL02D001 Edificio del Reactor según KTA 3903.
- Con la modificación de diseño MDP-02711-00/01 ejecutada en planta en la Recarga 424 se moderniza la máquina de recarga de acuerdo con la edición 06/1999 de la KTA 3903 y se posibilita la realización de las pruebas e inspecciones con esta edición de la KTA.

Actualmente existen 3 normas KTA en las que las acciones de adaptación están pendientes de finalización tras el análisis de aplicabilidad. Estas normas son las siguientes:

- KTA 1408.2 (Ed-2008). Garantía de calidad de materiales de aporte y materiales auxiliares de soldadura para componentes que retienen presión y actividad en centrales nucleares. Parte 2: fabricación.

Tras la conclusión de un estudio de adaptación realizado por un consultor externo, existen acciones abiertas a las secciones implicadas para su valoración, con vistas a la toma de acciones individuales.

- KTA 1408.3 (Ed-2008). Garantía de calidad de materiales de aporte y materiales auxiliares de soldadura para componentes que retienen presión y actividad en centrales nucleares. Parte 3: procesado.

Tras la conclusión de un estudio de adaptación realizado por un consultor externo, existen acciones abiertas a las secciones implicadas para su valoración, con vistas a la toma de acciones individuales.

Se ha comenzado a realizar las acciones de actualización de los procedimientos y especificaciones que se verían afectados por la norma.

- KTA 3201.3 (Ed-2007). Componentes del circuito primario de refrigeración del reactor de centrales nucleares con reactores de agua ligera. Parte 3 : fabricación.

Se han estudiado los procedimientos y especificaciones que se verían afectados por la norma para revisar los mismos o editar nuevos documentos en caso necesario. Se ha comenzado a realizar estas acciones de actualización.

El Titular ha abierto las correspondientes acciones en el Sistema de Evaluación de Acciones (SEA) con fecha prevista de cierre a finales de noviembre de 2014.

Recomendaciones de la RSK

En el período considerado, CN Trillo ha analizado 73 recomendaciones de la RSK, habiéndose considerado 41 no aplicables y 32 aplicables.

Entre las recomendaciones de la RSK analizadas, cabe destacar las siguientes que han supuesto un mayor número de acciones para adaptar la planta a su cumplimiento:

- RSK 238-11/08. Resultados Genéricos de la evaluación de seguridad.

La RSK realizó una evaluación de seguridad en relación con los sistemas de seguridad concluyendo con una serie de recomendaciones. CN Trillo analizó sus sistemas de seguridad frente a las recomendaciones de la RSK.

Las cinco recomendaciones analizadas siguientes se encuentran pendientes de cierre:

- RSK 374. Requisitos para la demostración de refrigeración efectiva del núcleo durante accidentes con pérdida de refrigerante con liberación de material de aislamiento y otras sustancias.

Este tema se mantiene abierto para seguimiento de las actividades que se llevan a cabo en Alemania.

- RSK 406. Accidentes con pérdida de refrigerante primario con liberación de material de calorifugado y otros productos en las centrales nucleares con reactores de agua a presión (PWR). Liberación de los depósitos de las rejillas del sumidero.

El CSN ha remitido una Instrucción Técnica (CSN-IT-DSN-11-11) que requiere la adopción una serie de medidas en CN Trillo y debido a problemas de suministros se ha notificado un retraso en la implantación de las mismas (ATT-CSN-007513, ATT-CSN-008157).

- RSK 426. Requisitos aplicables a las uniones realizadas con tacos en centrales nucleares:

Existe una acción abierta para justificar la consideración de las recomendaciones 1, 2 y 5 del dictamen en CN Trillo.

- RSK 446C. Recomendaciones sobre la concentración máxima de boro para asegurar la subcriticidad tras la operación en modo de reflujo del condensador durante un LOCA pequeño.

CN Trillo seguirá una aproximación equivalente a las Centrales Nucleares alemanas. Este tema se mantiene abierto hasta la emisión del Informe de Diseño Nuclear (IDN) del ciclo 25 (2013-2014). El análisis se cerrará mediante la edición de un informe específico.

- RSK 447a. Evaluación de los postulados de rotura de tubos de los generadores de vapor.

Se cerrará este análisis sin acciones derivadas tras recibir información al respecto mediante carta de AREVA.

Recomendaciones de la SSK

En este período, CNAT ha analizado 35 recomendaciones del SSK, de las cuales han sido consideradas aplicables 2. El resto no se han considerado aplicables ya que, en algunos casos, el tema tratado está cubierto por la normativa nacional y en otros, se refiere a otras instalaciones concretas.

Las dos recomendaciones consideradas aplicables, pertenecen a la sesión 177 de la SSK:

- Requisitos para dosímetros personales
- Requisitos para el control de la contaminación al salir de áreas controladas

Los requisitos indicados en la SSK 177 ya se cubrían por los procedimientos de planta de C.N. Trillo existentes.

2.2.3.2 Normativa americana

Los análisis requeridos se refieren a: Cartas Genéricas (GL), Guías Regulatorias (RG), Resúmenes de Cuestiones Regulatorias (RIS), Boletines (BU), Órdenes Genéricas (EA) y del Código de Regulaciones Federales (FR).

Puesto que las revisiones de las Guías Regulatorias de la NRC que se encuentran incluidas en las Bases de Licencia (BL) de la Central se comenzaron a analizar a partir del año 2008 (requeridas mediante ITC (CNTRI/TRI/SG/08/16)) se incluyen adicionalmente los análisis de revisiones de las Guías Regulatorias que se encuentran en las Bases de Licencia y que han sido revisadas en el período anterior a la publicación de dicha ITC (años 2004-2008). Estas normas emitidas durante el período comprendido entre el 01/01/2004 y el 26/11/2008 son la RG 1.45 Ed.1, RG 1.71 Ed.1 y RG 1.101 Ed.5.

En la tabla siguiente se muestra el número de normas analizadas durante el período y el número de ellas que se ha considerado aplicable, no aplicable o cuyo análisis está pendiente de cierre:

	GL	RG	RIS	BU	EA	FR
Aplica	3	7	12	-	-	13
N/A	2	3	76	5	3	29
Abierto	2	2	6	1	-	-
Total	7	12	94	6	3	42

Cartas Genéricas (GL)

Se han analizado un total de 7 Cartas Genéricas de las cuales 3 se han considerado aplicables.

A continuación se exponen aquellas Cartas Genéricas que han supuesto un mayor alcance de acciones para CN Trillo:

- GL 2006-02. Estabilidad de la red e impacto sobre el riesgo de la planta y la operabilidad de la alimentación externa.

La NRC emite esta Carta Genérica solicitando una información a los titulares en relación con la disponibilidad de suministro eléctrico exterior y su impacto en el riesgo de la planta. Esta información se refiere a las comunicaciones existentes entre el operador de la red y las centrales, orientadas a posibilitar la evaluación por la

central de la garantía de suministro eléctrico, así como de la influencia de un disparo de la central sobre dicha disponibilidad.

El CSN remitió una Instrucción Técnica a CN Trillo (CSN-IT-DSN-06/19), requiriendo el análisis de esta Carta Genérica, remitiendo CN Trillo el análisis al CSN con escrito ATT-CSN-004570.

Como acciones derivadas del análisis destaca el trabajo conjunto entre el operador de la red y las centrales nucleares para mejorar la comunicación entre ambos, así como la actualización del proyecto ESCENRED con los últimos análisis de red crítica realizados por el operador de la red.

Los trabajos entre Red Eléctrica y las Centrales Nucleares se iniciaron en 2007. Debido a la complejidad de los trabajos, se elaboró un nuevo calendario de proyecto, según el cual el trabajo de evaluación se realizaría dentro del año 2010 para CN Trillo (simulación e informes asociados). Una vez realizado el análisis correspondiente, se podría elaborar el protocolo de comunicaciones entre el operador de la red y CN Trillo. El CSN realizó un seguimiento específico con asistencia a las reuniones entre las Centrales Nucleares y el operador de la red.

CNAT ha remitido en enero de 2013 el escrito ATT-CSN-008177 donde se amplía la información enviada con ATT-CSN-008050 y se adjuntan los informes derivados de los estudios ESCENRED:

- EE-12/008: "Proyecto ESCENRED informe técnico. Estudio de estabilidad transitoria de la Central Nuclear de Trillo".
- EE- 12/009: "Proyecto ESCENRED informe resumen y conclusiones del análisis dinámico de la Central Nuclear de Trillo".

Este análisis se encuentra abierto, pendiente de la acción referente a la modificación de diseño de cambio de ajuste del relé de mínima tensión.

- GL 2007-01. Fallos en cables inaccesibles o subterráneos que deshabilitan sistemas de mitigación de accidentes o que causan transitorios de planta.

Con esta carta genérica la NRC informa de que si no existe una vigilancia adecuada del aislamiento de los cables, los equipos pueden fallar de forma repentina, provocando transitorios de planta o dejando incapacitados sistemas de mitigación de accidentes y se solicita que las centrales proporcionen información sobre el historial de fallos y sobre la vigilancia de los cables eléctricos inaccesibles o subterráneos en la planta.

El informe final del proyecto se encuentra recogido en el documento 18-F-E-00561 "Inspección de cables según GL2007-01. Informe Final", confirmándose el

adecuado estado de los cables salvo una única incidencia (baja resistencia de aislamiento en un cable) que fue subsanada por Mantenimiento Eléctrico.

- GL 2008-01. Gestión de la acumulación de gas en los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, eliminación del calor de decaimiento y de rociado de la contención .

Mediante Instrucción Técnica (CSN-IT-DSN-08-35, CSN-ATI-000671), el CSN solicitó un estudio de aplicabilidad de la GL 2008-01, que incluyera consideraciones sobre bases de diseño, de licencia, experiencia operativa (acciones de adaptación) y pruebas sobre el sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación de calor residual (TH).

Se han realizado una serie de mejoras derivadas del análisis de la aplicabilidad de la Generic Letter 2008-01, entre las que destacan:

- Mejoras llenado y venteo del TH en los trenes TH10/20/30/40 y TH45.
- Se ha revisado el Manual de Operación (M.O.) del sistema TH, incluyendo un control administrativo del proceso de llenado y venteo del sistema.
- Se ha revisado el Manual de Operación (M.O.) del sistema TH para incluir un nuevo proceso alternativo de llenado desde la piscina de combustible.
- Se han adecuado los procedimientos de pruebas con las recomendaciones derivadas de la GL 2008-01.
- Se han actualizado las Bases de Licencia incluyendo la aplicabilidad de las acciones derivadas de la GL 2008-01.
- Se ha impartido formación a personal de Mantenimiento Mecánico, personal con licencia y auxiliares de Operación sobre intrusión de gases en sistemas de refrigeración de emergencia.

Guías Regulatoras de la NRC

De las 12 Guías Regulatoras que se han analizado, 7 se han considerado aplicables a CN Trillo, siendo en su mayoría normas relativas a inspección en servicio que se encuentran recogidas en el manual de Inspección en Servicio para el Tercer Intervalo (MISI-3-TRI).

Actualmente quedan dos Guías Regulatoras con acciones abiertas generadas. Estas normas son las siguientes:

- RG 1.52, Rev. 4. “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”.

La aplicabilidad de esta RG Rev.3 se recoge dentro del apartado correspondiente a la Normativa de Aplicación Condicionada. Adicionalmente se ha realizado un estudio de los cambios de la revisión 4 respecto de la revisión 3.

- RG 1.92, Rev.3. "Combining modal responses and spatial components in seismic response analysis".

Está en curso un análisis de las posiciones reguladoras C.1.4.1 y C.1.5.1 de esta revisión 3 de la RG 1.92 relativas al cálculo de las combinaciones de respuesta modal.

Resúmenes de Cuestiones Reguladoras (RIS)

De los 94 RIS analizados durante el período, 76 se han encontrado que no son aplicables a CN Trillo, en su mayoría por tratarse de temas regulados en España por normativa propia, por ser temas específicos de EEUU o por ser temas que no aplican a esta instalación por su diseño.

Quedan pendientes de cierre los siguientes Resúmenes de Cuestiones Reguladoras:

- RIS 2000-24. Preocupaciones sobre la fiabilidad de la red eléctrica.

Posteriormente a la emisión de este RIS se publicó el RIS 2004-05 que trata asuntos similares. Más tarde se emite la GL 2006-02 "Fiabilidad y Operabilidad de la Red e impacto en el riesgo de la planta". El CSN remitió una Instrucción Técnica a CN Trillo (CSN-IT-DSN-06/19) requiriendo el análisis de esta Carta Genérica, que se ha determinado que es aplicable.

Los análisis de los RIS 2000-24 y 2004-05, se encuentran abiertos a la espera de que se cierren todas las acciones relativas a la GL 2006-02.

- RIS 2004-05. Fiabilidad y operabilidad de la red e impacto en el riesgo de la planta.
- RIS 2005-25 / RIS 2005-25 SUP.1. Aclaración de las guías de la NRC para el control de cargas pesadas. Se está realizando un análisis de cumplimiento con el NEI de manipulación de cargas pesadas.
- RIS 2008-28. Endose de la guía NEI para el manejo de cargas pesadas por encima de la cabeza de la vasija del reactor.

Pendiente de evaluación del cumplimiento con NEI 08-05.

- RIS 2008-30. Análisis de fatiga en componentes de centrales nucleares.

Se va a acometer un proyecto de puesta al día y verificación del sistema de monitorización de ciclos de fatiga, así como de la disponibilidad de los datos que

proporciona. En la actualidad este tema se sigue en el SEA con dos entradas, que contemplan acciones tanto a corto plazo a través del PGE-01 (Programa de gestión de fatiga en circuito primario), como en el marco de extensión de vida (en caso de postularse alargamiento de vida por encima de los 40 años se realizará una revisión detallada de los cálculos de fatiga), tal como indica el RIS.

Boletines (BU), Órdenes Genéricas (EA)

De los 6 boletines analizados, 5 tratan temas para los cuales existe normativa nacional al respecto por lo que no son de aplicación.

El único Boletín considerado aplicable por CNAT es el 2012/01, sobre vulnerabilidades en el diseño de los sistemas de suministro eléctrico, emitido como consecuencia de sucesos ocurridos en EE.UU. que han tenido como consecuencia la pérdida de una de las tres fases de la alimentación de suministro eléctrico exterior. El análisis de este boletín ha sido requerido por el CSN.

CNAT ha generado una nueva acción para que se realice un estudio de implantación y evalúen las consecuencias de todos los casos indicados en el informe. La entrada referente a este Boletín se encuentra abierta pendiente del cierre de esta acción.

En cuanto a las Órdenes Genéricas, se han analizado 3, de las cuales 2 contienen requisitos cubiertos por normativa nacional y la tercera aplica a reactores BWR, por lo que no aplica ninguna de ellas a CN Trillo.

Código de Regulaciones Federales (FR)

De los 42 FR analizados 13 se han considerado aplicables, al estar relacionados con cambios a los apartados del 10CFR50 y 10CFR100 que aplican a CN Trillo según la Instrucción Técnica Complementaria del CSN sobre el tema (CNSTRI/TRI/SG/08/17), no existiendo acciones de adaptación abiertas relacionadas con la aplicación de éstos FR.

En general, el resto de los FR, o bien no se refieren a los apartados del 10CFR aplicables a CN Trillo, o son específicamente de aplicación en EEUU, o existe normativa nacional al efecto para tratar el mismo tema.

2.2.3.3 Normativa internacional

Las normas del OIEA se desglosan en tres tipos: “Safety fundamentals”, que recogen principios básicos de seguridad, “Requirements”, que se refieren a criterios específicos que deben ser satisfechos y “Guides”, que presentan recomendaciones.

El antiguo Código de Seguridad que trata el tema de Garantía de Calidad 50-C-QA y sus Guías de aplicación asociadas (50-A-QA1 a QA11) fueron sustituidas en el año 1996 por el

nuevo Código 50-C-Q de 1996 y sus guías de aplicación asociadas (50-C-Q1 a Q14), que en su conjunto (Código + Guías) se denominó 50-C/SG-Q. El actual documento de Requisitos de Seguridad, GS-R-3 y sus Guías asociadas (GS-G-3.1 y GS-G-3.5), sustituye al Código 50-C-Q de 1996, y sus guías de aplicación asociadas (50-C-Q1 a Q14).

CN Trillo recoge en sus Bases de Licencia los Códigos 50-C-QA y 50-C-Q, además de las guías 50-SG-QA2/QA5/QA10, aplicables a diferentes aspectos de su sistema de garantía de calidad.

Según se indica en la Instrucción de Seguridad IS-19 del año 2008, aunque el documento GS-R-3 sustituye al Código y Guías de Seguridad del OIEA 50-C/SG-Q, dicho documento no incluye explícitamente todos los requisitos de calidad aplicables a las instalaciones nucleares, por lo que en el punto 2.4 de esta Instrucción se establece que los requisitos de calidad aplicables son los contenidos en la norma UNE 73 401:1995, la cual contiene y no contradice, los requisitos establecidos en el Apéndice B del 10CFR50 y en el código del OIEA 50-C/SG-Q del OIEA. Dichas normas también son referencias aceptables en la aplicación de los requisitos de calidad.

Por otro lado, CNAT aplica la norma UNE 73 401:1995 como norma de referencia para el desarrollo de los Manuales de Garantía de Calidad, junto con la OIEA 50-C/SG-Q.

Por lo tanto, la GS-R-3 se considera no aplicable a CN Trillo de acuerdo a las indicaciones de la IS-19 del CSN.

2.2.3.4 Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)

Las normas para las cuales el CSN ha requerido un análisis de aplicabilidad dentro del programa de Normativa de Aplicación Condicionada, y el alcance del análisis para cada una de ellas, se incluyeron en Apartado 1 “Normativa que requiere análisis” del Anexo de la ITC “Instrucción técnica complementaria a la autorización de explotación de la CN Trillo sobre la normativa de aplicación condicionada” (CSN/ITC/SG/TRI/12/03).

2.2.4. Comportamiento de equipos

2.2.4.1 Regla de mantenimiento

En Julio de 1991, la USNRC emitió la parte 50.65 de 10CFR, “Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants” (56FR31324), también denominada “Regla de mantenimiento” (Maintenance Rule). Esta norma requiere que se establezca un programa de vigilancia de funcionamiento y condiciones de las estructuras, sistemas y componentes, de acuerdo con objetivos establecidos por el explotador, de forma que se asegure razonablemente que tales estructuras, sistemas y componentes son capaces de realizar plenamente su función.

El alcance de este programa se extiende a las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad y aquellos que, no estando relacionados con la seguridad:

- Son necesarios para mitigar las consecuencias de accidentes o transitorios o son utilizados según los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE).
- Su fallo puede incidir en la función de sistemas o componentes relacionados con la seguridad.
- Su fallo puede provocar disparos del reactor o actuación de las salvaguardias.

En EE.UU., la US NRC estableció que esta norma debería de ser efectiva a partir del 10 de julio de 1996 y emitió la Guía Reguladora 1.160, "Monitoring the effectiveness of maintenance at Nuclear Power Plants", que considera aceptable el contenido del documento de NUMARC 93-01, de fecha Mayo 1993, "Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants".

En España a través de UNESA se constituyó un grupo ad-hoc sobre el tema, que mantuvo muchas interacciones con la Dirección Técnica del CSN y desarrolló la guía UNESA CEX-93 "Plan de Detalle y Metodología para el cumplimiento de la Regla de Mantenimiento" que se consideró adecuada para la implantación de la regla de mantenimiento en las centrales españolas.

A principios del año 2001, el CSN requirió a Central Nuclear de Trillo que se iniciaran las actividades para la implantación de la Regla de Mantenimiento y tras la finalización de la recarga 14 (el 07/06/02), comenzó la aplicación de la Regla de Mantenimiento en C.N. Trillo en aplicación de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la Autorización de Explotación (CNTRI-TRI-SG-02-53). La situación al comienzo de la implantación, se reflejó en el "Informe de implantación de la Regla de Mantenimiento" (PM-02/001) con los comentarios recogidos en su CNTRI-TRI-ISAM-03-16 del 17 de julio de 2003.

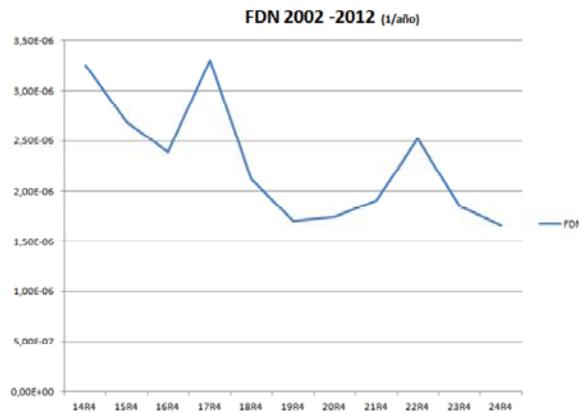
CNAT en su informe de la RPS revisa los resultados de todas las inspecciones realizadas por el CSN sobre la aplicación de la Regla de Mantenimiento, los hallazgos de inspección y realiza una valoración final sobre la Regla de Mantenimiento y su influencia en la frecuencia de daño al núcleo.

Una vez finalizado el proceso de implantación de la Regla de Mantenimiento, se ha realizado una vez por ciclo, la evaluación del Balance Fiabilidad/Disponibilidad considerando :

- La evolución de la Frecuencia de Daño al núcleo (FDN) calculada con el Análisis Probabilista de Seguridad, APS, como un indicador que integra tanto el comportamiento global de la planta como de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) más significativos en la Regla de Mantenimiento.

- Evolución de las tasas de fallos e indisponibilidad de los ESC más significativos del APS, con el fin de detectar desviaciones específicas de los ESC respecto del comportamiento medio de la planta.

En la siguiente figura se representa la evolución de la FDN desde el año 2002 hasta el año 2012.



La evolución de la FDN en este periodo pone de manifiesto una mejora del comportamiento de la planta en su conjunto, tanto a nivel de planta como de sus estructuras, sistemas y componentes (ESC). Existen incrementos parciales de la FDN durante algunos ciclos que se deben fundamentalmente a modificaciones realizadas en los modelos o en las hipótesis del APS. Estas modificaciones se analizan dentro del ciclo correspondiente.

2.2.4.2 Inspección en servicio

Este apartado tiene por objeto informar de las Inspecciones y Pruebas en servicio (ISI), realizadas en el alcance del período de aplicación de la RPS de la Central Nuclear de Trillo, relativas a:

- Inspecciones y Pruebas requeridas por la normativa aplicable establecida en los Manuales de Inspección en Servicio, correspondiente al segundo y tercer intervalos de inspección (MISI-2-TR-1 y MISI-3-TR-1). Esto incluye entre otros, los requisitos derivados de la Sección XI del Código ASME para componentes de Clase 1, 2 y 3 y de las normas técnicas KTA, de acuerdo con los requisitos del Permiso de Explotación Provisional (PEP).

- La vigilancia de espesores del circuito secundario, de acuerdo con los programas establecidos y procedimientos específicos.

El periodo de evaluación correspondiente a la RPS se corresponde con la finalización del segundo intervalo de 10 años y el inicio del siguiente periodo del tercer intervalo de inspección en servicio.

CNAT en su informe revisa los cambios de normativa relacionados con la inspección en servicio, entre los que destacan cambios en las ediciones del ASME XI, “code cases” y aplicación de la carta genérica GL 2006-01 sobre inspección de tubos de los generadores de vapor. CNAT también detalla las solicitudes de exención presentadas al CSN, las inspecciones y resultados de las penetraciones de la vasija e inspecciones de los generadores de vapor.

Por último, CNAT resume la valoración y hallazgos del programa de inspección en servicio de los aspectos siguientes:

- Inspección por ensayos no destructivos – bombas principales.
- Inspección y prueba funcional de soportes de amortiguadores.
- Corrientes inducidas en generadores de vapor.
- Pruebas funcionales de válvulas.
- Pruebas funcionales de bombas.
- Pruebas hidrostáticas y de presión.
- Inspección de las varillas de las barras de control.
- Edificio de contención.
- Pines guía de elementos combustibles

De acuerdo con la información de CNAT el resultado de las inspecciones de todos esos programas es aceptable desde el punto de vista del cumplimiento de la normativa.

2.2.4.3 Requisitos de vigilancia de las ETF

Las Especificaciones de Funcionamiento (ETF) constituyen el conjunto de límites y restricciones cuyo objetivo es garantizar que la operación global de la instalación se mantiene dentro de los límites determinados por los análisis de seguridad como adecuados para proteger a las personas de riesgos indebidos.

CNAT ha realizado un análisis de los requisitos de vigilancia no satisfactorios concluyendo que el porcentaje total de requisitos de vigilancia no satisfactorios en el periodo 2002-2012 es muy bajo, inferior al 1%, lo que permite afirmar que el nivel de seguridad y fiabilidad es alto.

Asimismo, CNAT indica que se puede ver que las pequeñas oscilaciones que se observan en cuanto al porcentaje de requisitos de vigilancia no satisfactorios son aleatorias y no se observa ningún incremento de la frecuencia de requisitos de vigilancia no satisfactorios a

medida que avanza los años, lo que permite concluir que no existe un fenómeno degradatorio por envejecimiento.

Las exenciones a las ETF solicitadas en el periodo de la RPS (de 2002 a 2012) han sido las siguientes:

- SEE n° 001/2002 “Exención de la CLO 4.8.3.2 referente al sistema UV27 para la implantación del proyecto de Mejora de la Alimentación Eléctrica Exterior (MAE), que requiere la desenergización simultánea de las redundancias 2 y 4 en E.O. 4 y 5”.
- SEE n° 002/2002 “Exención a la EF 4.4.4 para la implantación de la MDE-01800 junto con la inoperabilidad del generador GY70, en E.O. 5”.
- SEE n° 003/2002 “Superación del plazo 14+7 días indicado en la EF 3.3.9 por fallo del generador diesel de emergencia GY70”.
- SEE n° 001/2003 “Exención a las EF’s 4.4.3.1; 4.7.1.1; 4.7.2.1 y 4.9.1.1, para reparación del cambiador de calor TF10B001.
- SEE n° 001/2008 Exención al cumplimiento de la IS-02, a varios requisitos de vigilancia y un apartado del Reglamento de Funcionamiento asociada a la recarga de combustible de abril de 2008.
- SEE n° 001/2009 Exención al cumplimiento de la nota de la acción D.1 de la ETF 4.1.1 y de las bases de la ETF 4.2.2 apartado A.7 (ruido neutrónico).

2.2.4.4 Calificación Ambiental y Sísmica

A continuación se expone la situación actual de la calificación, de acuerdo con el siguiente alcance:

- Lista de equipos cubiertos por el Programa de Calificación Ambiental.
- Estado de desarrollo de los Informes/Dosieres de Calificación Ambiental (ICA).
- Actualizaciones del ICA/Dosieres durante el periodo de aplicación de la RPS.
- Introducción de nuevos componentes o componentes sustituidos.
- Programa de Mantenimiento de la Calificación Ambiental. Vida calificada.
- Estado de la calificación sísmica de acuerdo con la normativa y requisitos aplicables.
- Gestión de repuestos calificados.
- Programa de dedicación de componentes.
- Valoración de resultados y previsión de actuaciones futuras.

Dentro del alcance de la calificación ambiental se encuentran los equipos e instrumentos eléctricos siguientes:

- Equipos e instrumentos situados en ambiente severo con función de seguridad en caso de accidente.
- Equipos e instrumentos situados en ambiente severo sin función de seguridad pero cuyo fallo en caso de accidente puede dar lugar a fallos en equipos de seguridad.
- Instrumentos post-accidente situados en ambiente severo.

Los equipos e instrumentos indicados corresponden a los identificados en el apartado b del documento 10CFR50.49.

Clasificación Sísmica de los Equipos y Componentes

Con arreglo a las funciones que desempeñan en la Central los equipos y componentes se clasifican de acuerdo con lo indicado en la norma KTA 2201-1, edición 1975, en dos categorías, tal y como se definen a continuación:

- Categoría Sísmica I. Aquellos equipos, componentes o partes de los mismos:
 - Que son precisos a fin de parar con seguridad el reactor, mantenerlo en el estado de parada y evacuar el calor residual.
 - Cuya avería o fallo puede causar un accidente con liberación inadmisibles de radiactividad.
 - Que han de evitar la liberación inadmisibles de radiactividad al medio ambiente.
 - Que sirven para realizar una función importante para la seguridad en caso de sismo de seguridad (SE).
 - Todas las estructuras de soporte de estos componentes de la central o conectadas a ellos.
- Categoría Sísmica II. El resto de los equipos y componentes de la Central.

Dentro de la Categoría Sísmica II, se clasifica como Categoría Sísmica IIA a aquellos equipos que, siendo de Categoría Sísmica II, su fallo, en caso de sismo, pueda afectar a la función de seguridad de equipos de Categoría Sísmica I.

En la base de datos ESC están incluidos los equipos e instrumentos cubiertos por el programa de calificación sísmica de C.N. Trillo.

Para los equipos y componentes instalados con modificaciones de diseño les aplica la edición de 1990 de la norma KTA 2201-1.

Solicitaciones Sísmicas

Las sollicitaciones sísmicas a considerar en el diseño y calificación de los equipos y componentes de Categoría Sísmica I y Categoría Sísmica IIA, son las producidas por los accidentes que a continuación se indican:

Sismo de Seguridad (SE)

El Sismo de Seguridad es, tal como se indica en la norma KTA 2201-1, el sismo de mayor intensidad que podría darse en la zona de instalación de la Central y en un área de hasta 200 Km de distancia de ésta, tomando en consideración las características sísmicas y geológicas del terreno.

La aceleración horizontal máxima establecida, a nivel del suelo, para el SE de C.N. Trillo es de 12% de la aceleración de la gravedad, y la aceleración vertical máxima del 8,5% de la gravedad.

Para la calificación sísmica de los equipos y componentes se utilizan los Espectros de Respuesta del Piso (RRS) correspondientes al SE, en sus puntos de localización, como medio de considerar los efectos producidos por dicho sismo. Dichos espectros se incluyen en la Especificación Técnica correspondiente.

Sismo de Diseño (DE)

El Sismo de Diseño, es tal como se indica en la norma KTA 2201-1, el equivalente al sismo de mayor intensidad que se haya producido en la zona de instalación de la Central y en un área, sobre la misma zona sísmica tectónica, de hasta 50 Km de ésta.

Las aceleraciones sísmicas establecidas para el DE de C.N. Trillo son de un 50% de las indicadas para el SE. Para la calificación sísmica de los equipos y componentes, se utilizarán los espectros de respuesta del piso correspondientes al DE, en sus puntos de localización, como medio de considerar los efectos producidos por dicho sismo.

Requisitos Sísmicos de los Equipos y Componentes

Para los equipos y componentes de Categoría Sísmica I, el proveedor debe demostrar, mediante alguno de los métodos de calificación aceptables, que los equipos y componentes están capacitados para realizar su función de seguridad, estando y después de haber estado sometidos a las sollicitaciones producidas por el Sismo de Seguridad (SE) en combinación con la onda de presión y las cargas debidas a su funcionamiento normal, tras haber estado

sometidos a las solicitaciones producidas por cinco (5) Sismos de Diseño (DE) durante su funcionamiento normal.

Métodos de Calificación Sísmica

Los equipos y componentes de categoría sísmica I y categoría sísmica IIA, deben ser calificados sísmicamente, a fin de demostrar su capacidad para cumplir con los requisitos sísmicos antes descritos, mediante ensayos, análisis o una combinación de ambos.

Valoración de resultados y previsión de actuaciones futuras.

Las conclusiones de CNAT y que se recogen en la documentación de la RPS son las siguientes:

Área Eléctrica y de I&C

El programa de calificación sísmico-ambiental de C.N. Trillo cubre los equipos requeridos por la reglamentación aplicable, cumple los requisitos incluidos en ella y establece las condiciones para el mantenimiento de la calificación.

Adicionalmente a las actividades de calificación y documentación asociada a las compras de nuevos equipos y repuestos, está programada la actualización del Informe de Calificación Ambiental, que incorporará las modificaciones de diseño implantadas en el año 2012. La actualización del ICA de CN Trillo mantendrá la periodicidad anual de revisión, remitiéndose al CSN bienalmente o en caso de modificaciones significativas en el alcance o contenido del mismo.

Área Mecánica

Se realiza una revisión de la calificación sísmico-ambiental de CN Trillo para equipos mecánicos en modificaciones de diseño, cumpliéndose los requisitos en la mayoría de los casos. Se identifican pendientes, cuya actuación para resolverlas es la siguiente:

- Realizar una Hoja de Cambio Documental (HCD) para incluir los informes de Calificación Sísmica de los equipos no incluidos en la base de datos (SCC) de equipos e instrumentos cubiertos por el programa de calificación sísmica de C.N. Trillo.
- Se justifica, mediante juicio de ingeniería en el documento 18-FM-01701, la calificación sísmica de los componentes sin informe de calificación sísmica (de los sistemas PQ12 (4-MDE-01811-00/01), GY53 y UX61 (4-MDE-05252-00/01)).

2.2.4.5 Gestión de vida

Los criterios de explotación de sistemas y componentes en las centrales nucleares habitualmente han estado dirigidos a asegurar la operación de éstos de acuerdo con las condiciones con las que fueron diseñados hasta el final de su vida programada, es decir, haciendo coincidir su vida de servicio con su teórica vida de diseño.

El control del envejecimiento como elemento fundamental en la gestión de vida queda igualmente reflejado en los requisitos reguladores a la explotación. Así la *“Instrucción IS-22, de 1 de julio de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares”* establece que dentro del periodo de la vida de diseño de la instalación, el Titular debe remitir, en el primer semestre de cada año natural, un informe que contenga las actividades del Plan de Gestión de Vida (PGV) de la instalación. Este informe debe incluir la vigilancia, control y mitigación de los mecanismos de envejecimiento de los elementos dentro del alcance de gestión de vida, también definido en dicha instrucción, así como identificar las propuestas de mejora (nuevas actividades de inspección, pruebas, vigilancia y mantenimiento) incorporadas o de nueva incorporación.

La Orden Ministerial por la que se concede Autorización de Explotación a la Central Nuclear de Trillo, de fecha 16 de noviembre de 2004, establece en la condición 7 del Anexo: *“Dentro del primer semestre de cada año natural, el Titular enviará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear, un informe sobre las vigilancias de los mecanismos de envejecimiento y degradación de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad y estado de los mismos, y en el que se identifiquen las nuevas actividades de inspección, vigilancia y mantenimiento incorporadas para detectar dichos mecanismos y controlar sus efectos”*.

En este contexto la definición de Plan de Gestión de Vida (PGV) pretende definir las actuaciones necesarias siguientes que permitan a la central:

- Alcanzar la vida de diseño original sin deterioro de la seguridad y dentro de los criterios de rentabilidad definidos en la estrategia de explotación, evitando un posible cierre prematuro debido a una degradación imprevista de componentes principales, tomando medidas de mitigación, reparación o sustitución en el momento oportuno.
- Establecer un programa de control, monitorización y de investigación del envejecimiento, para alcanzar la vida técnico-económica definida en la estrategia de la central.
- Cumplir con los requisitos reguladores propios de la autorización de la explotación de la central. En concreto, cumplir los requerimientos de la instrucción IS-22 del CSN, la cual tiene por objeto establecer los criterios para la gestión del envejecimiento de los componentes de las centrales nucleares.

CNAT ha desarrollado su PGV durante varios años según esta metodología de UNESA, desarrollando para ello diferentes informes de Estudios de Fenómenos Degradatorios (EFDs) y Estudios de Prácticas de Mantenimiento (EPMs) por tipos de componentes, a

partir de guías desarrolladas por UNESA. Dichos documentos fueron realizados entre los años 2002 y principios de 2009.

A raíz de la degradación por corrosión detectada en las tuberías de agua de servicios esenciales de C.N. Vandellós II, el CSN requirió a las restantes centrales nucleares españolas que revisasen con detalle los posibles efectos de envejecimiento aplicables a sus estructuras, sistemas y componentes (ESC) relacionados con la seguridad.

Con tal fin, en septiembre de 2005, el CSN remitió a C.N. Trillo una serie de Instrucciones Técnicas Complementarias sobre el análisis de aplicabilidad del suceso de degradación del sistema de agua de servicios esenciales de C.N. Vandellós II. En particular, la tercera ITC indicaba:

"Se deberá realizar una revisión detallada de los mecanismos de degradación a que pueden estar sometidos las estructuras, sistemas y componentes de la central, que puedan afectar a la seguridad. Las conclusiones de esta revisión se incorporarán al Plan de Gestión de Vida, debiendo remitirse al CSN la revisión del mismo en el plazo máximo de dieciocho meses. "

Si bien el Plan de Gestión de Vida de CN Trillo se había desarrollado siguiendo la metodología establecida sectorialmente por UNESA, tal y como se ha indicado anteriormente, CNAT decidió llevar a cabo una revisión sistemática de su Plan de Gestión de Vida, realizada entre los años 2006 y 2007, haciendo uso, para la identificación de los efectos de envejecimiento, de la metodología utilizada por las centrales americanas para preparar sus solicitudes de renovación de licencia (operación a largo plazo) según el 10 CFR 54 y la guía NEI 95-10. Dicha metodología está basada en el NUREG-1800 y el NUREG-18011, así como en otras referencias que recogen la experiencia operativa de la industria nuclear.

A continuación, CNAT incluye en su informe una descripción del Plan de Gestión de Vida de la instalación y cómo se ha cumplido con la instrucción de seguridad IS-22.

CNAT hace una descripción de los Programas de Gestión del Envejecimiento (PGE) de componentes, consistentes en determinar los efectos y mecanismos aplicables y asignar el uno o varios programas del catálogo de PGE para la gestión de los mismos.

2.2.4.6 Combustible

En C.N. Trillo se han utilizado, hasta el momento, tres tipos de elementos combustibles (KWU, FOCUS y HTP) todos ellos con la matriz 16x16 del diseño original. Adicionalmente se han irradiado 4 elementos combustibles de demostración fabricados por ENUSA. Durante el periodo considerado en esta RPS, CN Trillo ha procedido a introducir en el núcleo los diferentes tipos de combustibles.

Inspecciones de Combustible Irradiado

De forma periódica, en cada parada para recarga CN Trillo realiza inspecciones visuales a una serie de elementos combustibles. En el caso de que el seguimiento de la radioquímica del primario muestre indicaciones de la existencia de un posible fallo de elemento combustible se realiza la inspección por “sipping” para identificar el/los elementos fallados.

Desde el origen de la instalación CN Trillo dispone del sistema “Box-Sipping” (Sipping en caja) instalado en la piscina de combustible gastado. En el año 2004 se instaló el sistema “Mast-Sipping” en el mástil de la máquina de recarga lo que permite realizar la inspección a la totalidad de los elementos del núcleo durante las maniobras de descarga del mismo.

En el periodo considerado en esta RPS, CN Trillo ha realizado inspecciones tanto de corrosión de vaina como de integridad estructural de los elementos.

En C.N. Trillo, todos aquellos elementos combustibles fallados que se confirman, mediante “sipping”, como no estancos son reparados, de forma que se extrae del elemento la varilla que esté fugada y se sustituye por una de acero inoxidable. La causa raíz de los fallos ocurridos en el combustible de C.N. Trillo ha sido la existencia de un debris o partícula suelta, con excepción de un elemento (CNT-960) en el cual no se encontró el defecto primario durante la reparación.

Gestión del Combustible Gastado

El diseño y análisis de seguridad de las recargas se realiza por parte del tecnólogo de la central (KWU / Siemens / Framatome / AREVA), siendo verificados por CN Trillo.

Esquemáticamente, la gestión de los elementos de combustible gastado generados en C.N. Trillo se puede resumir en:

- Después de cada recarga se almacenan en la piscina alrededor de un cuarto (en función del ciclo) de los elementos combustibles del núcleo.
- De forma general se cargan anualmente dos contenedores ENSA-DPT con los elementos de combustible que cumplan las características adecuadas para almacenamiento temporal.

El Plan de Gestión de Residuos tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible irradiado que se generen sea segura y optimizada, 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.

En 1989 se estableció un contrato entre CN Trillo y ENRESA en el que se contempla la producción, acondicionamiento y retirada de los residuos radiactivos producidos, “Contrato para la gestión de residuos radiactivos generados en la operación de C.N. Trillo y para su desmantelamiento” con vigencia hasta el desmantelamiento de la instalación, basado en el contrato tipo ENRESA-UNESA.

En el año 2001 entró en operación el Almacén Temporal Individualizado (ATI), para albergar contenedores de “doble propósito para Trillo” (DPT), cada uno de ellos con capacidad para almacenamiento de 21 elementos sin fugas y sin aditamentos del núcleo.

Los primeros contenedores fueron licenciados para elementos combustibles con quemados de hasta 40 Mwd/kgU, 5 años de enfriamiento mínimo en piscina y enriquecimientos <4%. La siguiente licencia fue hasta 45 Mwd//kgU, 6 años de enfriamiento mínimo y enriquecimientos <4%. En ambos casos el secado del contenedor se ha realizado por vacío.

Con estas dos licencias se han cargado 22 contenedores y un total de 462 elementos combustibles. No se han registrado incidentes durante la carga y secado de los contenedores, ni durante su almacenamiento en el ATI.

Posteriormente, en octubre de 20013, se ha aprobado una modificación de diseño del ATI estableciendo como criterios para el almacenamiento de combustible:

- Grado de quemado menor de 40000Mwd/TU con un tiempo mínimo de enfriamiento después de la descarga del reactor de 5 años y enriquecimiento inicial mínimo de 3.3 % (tipo I).
- Grado de quemado entre 40000 y 45000Mwd/TU con un tiempo mínimo de enfriamiento después de la descarga del reactor de 6 años y enriquecimiento inicial mínimo de 3.5 % (tipo II).
- Grado de quemado entre 45000 y 49000Mwd/TU con un tiempo mínimo de enfriamiento después de la descarga del reactor de 9 años y enriquecimiento inicial mínimo de 3.7 % (tipo III).

Ruido neutrónico

En el año 2009 se produjo un aumento inesperado del ruido neutrónico similar a plantas de diseño alemán asociado a la introducción de combustible de diseño High Thermal Performance (HTP). Este fenómeno ha motivado la implantación de modificaciones de diseño en el sistema de limitación.

En este momento se está llevando a cabo un programa de investigación para comprender la causa raíz y tomar medidas correctoras apropiadas. De forma periódica se informa al CSN del estado del seguimiento de las actividades en torno al ruido neutrónico.

En el apartado 3.2.6 de este informe se incluye una descripción mas detallada de la situación del ruido neutrónico en la C N Trillo.

Barras de Control

Durante las inspecciones por corrientes inducidas llevadas a cabo en 2002 y 2003 en las barras de control de una central alemana se encontraron, respectivamente, defectos en cuatro y nueve barras de control, de configuración 16x16 y fabricadas por AREVA (entonces Framatome ANP). Se detectaron casos de poca importancia donde se sobrepasaba la tolerancia de fabricación del diámetro de vaina y, en las inspecciones visuales, grietas finas en sentido axial sin apertura visible.

A partir de estos y otros sucesos similares la Comisión de Seguridad del Reactor alemana (RSK) realizó un estudio al respecto con informes del fabricante y del experto independiente y de la Sociedad para la Seguridad de Plantas y Reactores (GRS). La RSK debatió y aprobó el dictamen en su 384ª reunión del 7-Julio-2005.

En marzo de 2008, al final del ciclo 20, se produjo la rotura de una varilla de la barra de control S91 durante su primer ciclo de irradiación, este incidente obligó a realizar una parada para sustituir el componente averiado.

El análisis de la causa raíz de la rotura concluyó que existió una contaminación por cloruros durante la fabricación, por lo que el incidente de Trillo afectó a varias plantas alemanas.

Para el arranque del ciclo posterior se realizó la sustitución de todas las barras de control del mismo lote que la afectada (SE2) por las barras originales de inicio de la Central tras la inspección por corrientes inducidas de las mismas.

Se realizó el pedido de fabricación de 52 barras nuevas (SE3) las cuales se han ido introduciendo en núcleo en forma paulatina en cada recarga, dejando 3 barras nuevas como repuesto.

Estado actual del Combustible Irradiado

A 31 de diciembre de 2012 se encuentran almacenados 558 elementos combustibles en la piscina de combustible gastado de CN Trillo, lo que supone un grado de ocupación del 88,85% (considerando disponible la capacidad para albergar un núcleo completo).

El elemento CN-998, en ese momento figuraba almacenado como no estanco, habiendo sido reparado en Enero de 2013.

A 31 de diciembre de 2012, en el ATI se encuentran 462 elementos de combustible almacenados en 22 contenedores de combustible irradiado conteniendo cada uno 21 elementos, lo que supone un grado de ocupación del 27,50% del total disponible.

CNAT concluye que la experiencia de CN Trillo en las maniobras de manejo y operación de combustible tanto en la recepción y transferencia del combustible fresco, como en la carga/descarga del núcleo en las paradas y también durante la carga, secado y almacenamiento de contenedores ha resultado satisfactoria.

2.2.5 Modificaciones de diseño

En el periodo objeto de la RPS las modificaciones de diseño se han valorado de acuerdo con la Guía de Seguridad 1.11 (de julio de 2002) del CSN “Modificaciones de diseño en centrales nucleares” y con la IS-21 del CSN, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares (BOE nº 43 de 19 de febrero de 2009). Con esta Instrucción del Consejo se intensifica el proceso de análisis de las modificaciones de diseño (MD) implantadas en la central.

Según la base de datos de modificaciones de diseño de C.N. Trillo en el periodo de revisión de la presente RPS (desde el 1 de enero de 2002 al 31 de diciembre de 2012) han sido implantadas unas 800 MD.

CNAT ha seleccionado las MD más importantes desde el punto de vista de la seguridad para una revisión y valoración específica de detalle. Este grupo está formado por 199 MD que se agrupan en los apartados siguientes:

- 1 Sistemas Eléctricos (sistemas A a G excepto EA/EN/GZ y GY).
- 2 Baterías y Convertidores (EA/EN/GZ).
- 2 Generadores Diesel y Agua de alimentación de emergencia (GY/RS).
- 3 Sistemas de instrumentación (YZ/YT/Otros).
- 4 Edificios/Estructuras/Máquina de recarga (PL).
- 5 Sistemas del primario (YA/YB/YC/YD/YP).
- 6 Cadena de evacuación del calor residual (TH/TF/VE).
- 7 Auxiliares del primario (TA/TS/TV/TY/TW).
- 8 Secundario y servicios auxiliares (RA/RH/RL/RR/RZ/UD/UL).
- 9 Agua enfriada esencial (UF) y Sistemas de ventilación.
- 10 Ordenadores y registradores en sala de control.

Entre las modificaciones importantes implantadas en el periodo de tiempo cubierto por la RPS destacan:

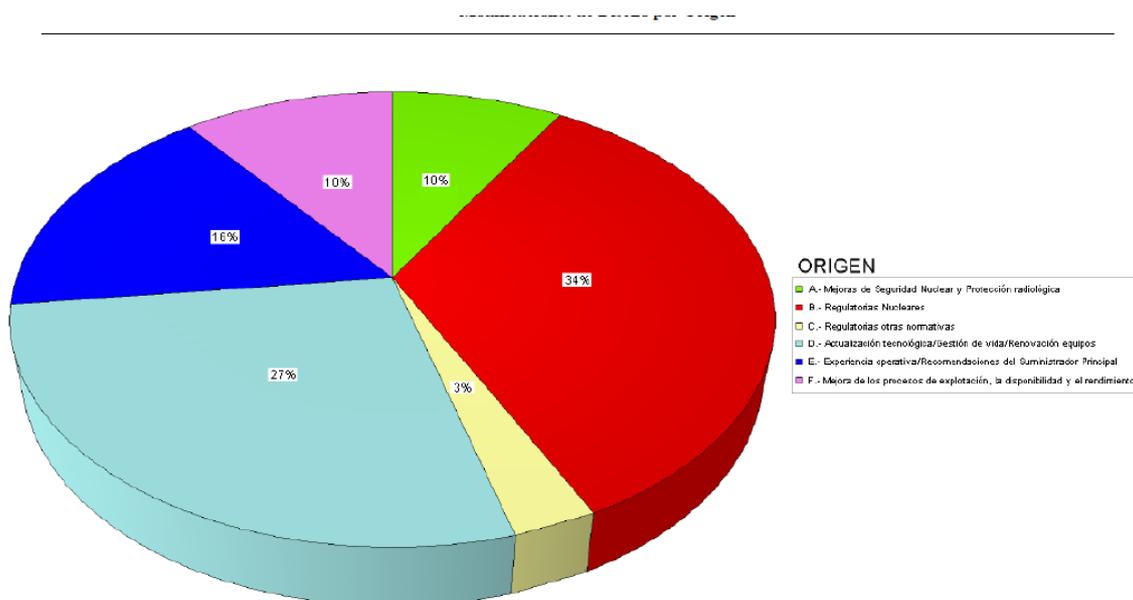
- Aumento de capacidad de las baterías de salvaguardias y emergencias.

- Mejoras de las líneas de alimentación exterior.
- Plan de actualización de transformadores.
- Modificación de la purga y aporte del secundario.
- Cambios en el sistema de limitación para evitar espurios por ruido neutrónico.
- Sustitución de la torre meteorológica principal.
- Mejoras en los sumideros de contención para evitar bloqueos por “debris”.
- Mejoras relacionadas con las protección contra incendios (instrumentación de detección, compuertas cortafuegos, etc).
- Mejoras para evitar inundaciones internas (sellados de puertas, cierre de galerías, etc).
- Mejoras en los internos de las bombas de refrigeración del reactor.
- Mejoras en los sistemas que forman parte de la cadena de evacuación de calor residual, etc.

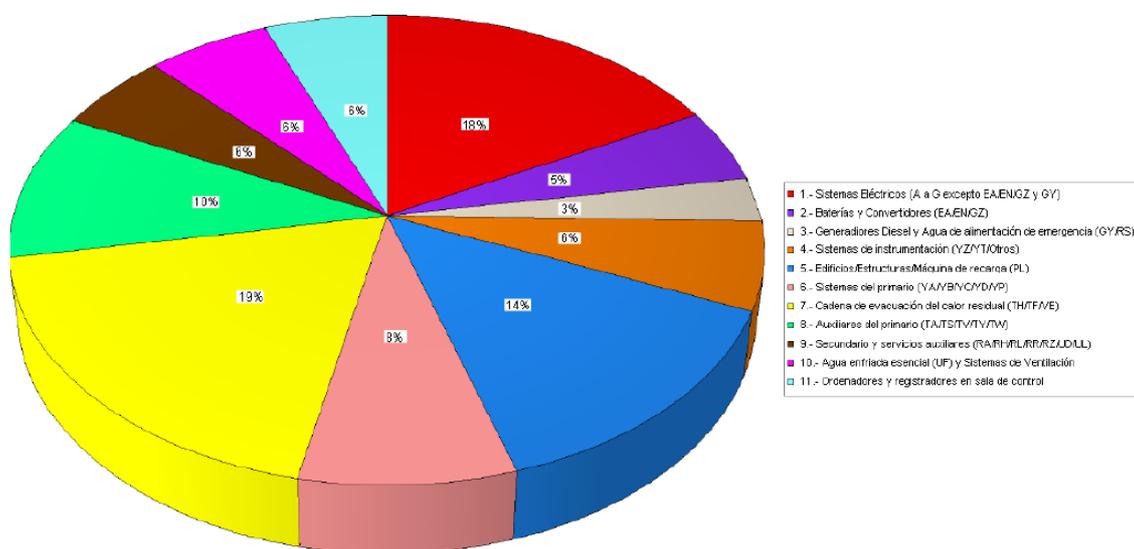
La valoración del proceso de revisión de MD realizada por CNAT es la siguiente:

- Del total de modificaciones de diseño realizadas en la central en el periodo de la RPS (800 MD), aproximadamente el 50% han sido clasificadas importantes para la seguridad (396 MD) de las que aproximadamente un 50% y por tanto un 25% del total (199 MD) se consideran que han tenido un efecto reseñable en la función/proceso de sistemas y estructuras importantes para la seguridad y para las mismas se ha realizado una valoración específica detallada

En el gráfico siguiente se señala el origen de las MD, en el que se observa que el mayor número de MD proviene de requisitos del regulador seguido por la actualización de equipos.



El gráfico siguiente representa los sistemas a los que afectan las MD revisadas. En este gráfico se observa que el mayor número de MD se hizo sobre la cadena de evacuación de calor residual con un 19% de las modificaciones y el menor número (3%) corresponde a las efectuadas en el grupo 3 (GY/RS).



Las únicas MD del periodo que han requerido autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas (carta de autorización MIE-ATT-000088, 14 de mayo de 2002), han sido las MD asociadas a la implantación del Almacén Temporal Individualizado de Contenedores de Combustible Gastado (ATI).

Según se desprende del seguimiento realizado por el Servicio de Protección Radiológica de C. N. Trillo, ninguna de las modificaciones de diseño implantadas en este periodo, ha superado el umbral de dosis para tener que solicitar autorización a la Administración.

Las modificaciones de diseño implantadas en Zona Controlada más relevantes que han sido objeto de estudio radiológico en la recarga correspondientes son:

- Sustitución del aislamiento MINILEIT en contención (fase 3).
- Modificación válvulas primer aislamiento circuito primario.

2.2.6. Control de configuración

Este apartado de la RPS, CNAT describe las actividades que se realizan en C.N. Trillo para el control de la documentación de la central y la actualización de la documentación y el mantenimiento de la configuración documental del proyecto.

El Sistema de Control de Configuración de C.N. Trillo tiene por objeto gestionar los cambios de diseño y la actualización de los documentos necesarios para desarrollar las actividades de explotación. Estos cambios se gestionan mediante procedimientos relativos a:

- Gestión de modificaciones de diseño.
- Gestión de cambios a documentación de proyecto.

Como herramienta para la gestión de cambios y la actualización documental, C.N. Trillo identifica un sistema informático de control de configuración desarrollado en base a la norma UNE-73-101-92.

CNAT describe el proceso de control de la configuración de cambios debidos a modificaciones de diseño y cambios en la documentación de proyecto y los procedimientos de C.N. Trillo en que se desarrolla.

El CSN, mediante las inspecciones bienales que realiza al proceso de gestión de modificaciones de diseño y de alteraciones temporales, ha verificado el proceso de gestión de modificaciones de diseño y cambios en la documentación de proyecto y el cumplimiento de la IS-21 rev.1 del CSN.

La RPS de C.N. Trillo no ha identificado acciones de mejora en relación con este apartado del control de la configuración.

2.2.7. Sistema de gestión

El sistema de gestión describe cómo dar cumplimiento a los requisitos de la Instrucción del Consejo IS-19 sobre el Sistema de Gestión, que se encuentra descrito en el Manual del Sistema de Gestión (DGE-16) editado por primera vez en 2006. Tiene en cuenta los requisitos establecidos en la Guía del Sistema de gestión de UNESA, (CEN-10), rev.0, de julio de 2004, así como los de la norma UNE-EN-ISO 9001:2000. Dicho manual ha sido modificado sucesivamente en el periodo de la RPS y actualmente se encuentra estructurado de acuerdo con lo establecido en la IS-19 del CSN.

El Sistema de Gestión de la Central Nuclear de Trillo se compone de los siguientes sistemas de gestión particulares:

- Sistema de Gestión de la Calidad
- Sistema de Gestión Medioambiental

- Sistema de Prevención de Riesgos Laborales
- Sistema de Seguridad y Protección Radiológica
- Sistema de Gestión Económica

El Manual del Sistema de Gestión describe, de forma general, cómo da cumplimiento CNAT a los requisitos necesarios para conseguir una gestión segura, fiable y eficaz de todas las actividades de la Organización, mediante una visión global o sistémica de los diferentes sistemas de gestión específicos: seguridad, calidad, medio ambiente, prevención de riesgos laborales y gestión económica.

2.2.7.1 Evaluación de la eficacia del Sistema de Gestión

Periódicamente Almaraz-Trillo evalúa internamente la eficacia de cada uno de los Sistemas del Sistema de Gestión Integrada, mediante los distintos Comités existentes y descritos en el Manual de Organización (DGE-01).

Seguridad y Protección Radiológica

El Comité de Seguridad Nuclear del Explotador (CSNE), que se reúne con una frecuencia mínima semestral, evalúa y revisa la explotación de la Central en relación con todo lo que pueda afectar a la seguridad nuclear, la protección radiológica y la garantía de calidad.

En un segundo nivel se encuentra el Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC), que se reúne con una frecuencia mensual y que revisa todos los asuntos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Existen otros Comités de segundo nivel que supervisan aspectos concretos, como son el Comité ALARA, que se reúne trimestralmente para supervisar y coordinar la implantación del plan de optimización de las dosis de radiación, y el Comité Operativo, que se reúne quincenalmente para coordinar las actividades de las unidades funcionales de la Central y de Servicios Técnicos

Sistema de Garantía y Gestión de Calidad

Anualmente el Comité de Calidad revisa el Sistema y valora la eficacia del mismo. Se emite un Acta de la Reunión en la que se indican los aspectos revisados y las oportunidades de mejora detectadas para mejorar la eficacia.

En el último Comité de Calidad, celebrado en mayo del año 2012, se revisó el Sistema de Calidad con respecto al año 2011 y se determinó que el grado de implantación y eficacia del sistema era adecuado.

2.2.7.2 Evaluaciones externas del Sistema de Gestión

Además de las evaluaciones de carácter interno indicadas en la sección anterior, existen las siguientes evaluaciones externas periódicas de los distintos sistemas de gestión, como son:

- Las auditorias anuales de seguimiento y de renovación (cada tres años) del Sistema de Gestión de Calidad de acuerdo a la norma ISO 9001 por AENOR.
- Las auditorias anuales de seguimiento y de renovación (cada tres años) del Sistema de Gestión Ambiental de acuerdo a la norma ISO 14001 por AENOR. Este Sistema se certificó por primera vez en el año 2005 y desde entonces está sometido a estas auditorías.
- Las evaluaciones de seguridad y fiabilidad realizadas por WANO cada 6 años (Peer Reviews) así como los seguimientos posteriores de las acciones tomadas (Follow-ups).
- Las evaluaciones de Cultura de Seguridad (la última realizada en 2011).
- Las auditorias del Sistema de Prevención de Riesgos Laborales por una entidad externa cada cinco años.

El Sistema en su conjunto es evaluado anualmente por la Dirección en el marco del Comité de Revisión del Sistema compuesto por el Comité de Dirección y el Jefe de Factores Humanos y Organizativos.

2.2.7.3 Sistema de Gestión acorde con la IS-19

En el año 2009 se revisó el manual de gestión (DGE-16) y se adaptó el sistema de gestión al contenido de la IS-19, de forma que estuviera totalmente implantada a partir de enero del 2010. Desde entonces según indica el documento en la central se han ido desplegando los procesos hasta el tercer nivel y los trabajos para seguir profundizando hacia niveles inferiores continúan. Se dispone de indicadores específicos para cada proceso, que se revisan periódicamente y en particular durante la autoevaluación de cada proceso, que tiene lugar con frecuencia trienal.

2.2.8 Programas de mejora de la seguridad

En este apartado el Titular incluye los programas que identifica la Guía de Seguridad 1.10 como contenido mínimo, así como otra serie de programas actualmente en curso o realizados durante el periodo que se han considerado de especial relevancia para este apartado.

A continuación se incluyen algunos aspectos relevantes del informe de CNAT al respecto.

2.2.8.1 Programa para el mantenimiento de las Bases de Diseño

Entre los años 1995 a 1997 se llevaron a cabo las acciones del programa de mejora de las bases de diseño de C.N. Trillo conocido como Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS).

El documento de C.N. Trillo DTR-41 engloba todos los documentos con los requisitos básicos seguridad de los sistemas CN Trillo bajo un único documento con un índice en el que se identifica los 46 documentos independientes que lo componen y se anexan.

Debido a las particularidades del documento, CNAT ha identificado una serie de mejoras:

- La revisión de cualquier documento que lo compone (46) suponía la revisión del documento completo DTR-41.
- El documento DTR-41 no permitía contemplar cuales son los documentos modificadores en transición (información preliminar o pendiente) de cada uno de los documentos.

Los documentos de diseño se revisan en un plazo máximo de 5 años (y así se indica en la revisión del DGE-00) incluyendo los cambios identificados en la revisión editada en edición abierta para cada uno de los documentos.

2.2.8.2 Programa para la adaptación a la NAC establecida

En este apartado CNAT explica las normas de la ITC de normativa de aplicación condicionada que, tras el análisis correspondiente, han requerido acciones adiciones por parte de CNAT para cumplirlas adecuadamente.

2.2.8.3 Organización y Factores Humanos

En este apartado CNAT describe el programa de factores humanos y organizativos, así como la evolución del mismo desde que en diciembre de 1999 el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) envió a todas las centrales nucleares españolas un carta (CSN-C-DT-99-844) que anexaba un documento “Consideraciones para el desarrollo de un programa de evaluación y mejora de la seguridad en Organización y Factores Humanos en una central”. En este apartado se detallan los objetivos y particularidades de dicho programa.

2.2.8.4 Programa de mejora de la cultura de seguridad

Atendiendo a los compromisos contraídos en reunión mantenida con el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) el día 18 de junio de 2004 (TRI-04/06, enviada con carta de referencia ATT-CSN-003177) sobre la Revisión Periódica de Seguridad, la central se comprometió (ATT-CSN-003117) a enviar al CSN un Programa de Cultura de Seguridad antes del 31 de julio de 2005.

Dentro del Programa de Organización y Factores Humanos de CNAT (DGE-10) se contempla la línea de actuación “Cultura de Seguridad”, cuyo objetivo es: “Las personas en todos los niveles de la organización consideran la seguridad de la planta como la principal prioridad. Sus decisiones y acciones se basan en esta prioridad, y hacen un seguimiento para verificar que los asuntos de seguridad nuclear reciben la atención apropiada. El ambiente de

trabajo, las actitudes y los comportamientos individuales promueven tal cultura de seguridad”.

2.2.8.5 Reducción de dosis al personal

Durante el periodo objeto de revisión se han desarrollado varios planes de mejora relacionados con las dosis ocupacionales (Estudios ALARA y de reducción de dosis, modificaciones de diseño, de procedimientos, etc.).

2.2.8.6 Limitación, control y vigilancia de efluentes radiactivos

Durante el periodo objeto de revisión se han desarrollado varios planes de mejora relacionados con los efluentes radiactivos (modificaciones en los sistemas de tratamiento de efluentes, en el MCDE, etc.).

2.2.8.7 Vigilancia radiológica ambiental

CNAT ha realizado varias mejoras relacionadas con los puntos de toma de muestras del sistema de vigilancia radiológica ambiental.

2.2.8.8 Gestión de residuos radiactivos

Durante el periodo cubierto por la RPS, CNAT ha realizado varios programas de mejora en la gestión de residuos de media y baja actividad. Entre estos planes de mejora destacan los siguientes:

- Control sobre presencia de materiales en zona controlada. Determinados materiales presentes en zona controlada se consideran innecesarios.
- Reducción de la llegada de líquidos al sistema de tratamiento de efluentes líquidos radiactivos.
- Reducción del volumen recogido en los tanques de alta actividad del sistema de tratamiento de efluentes líquidos radiactivos.
- Acondicionamiento en matriz sólida concentrados de evaporador y resinas gastadas.
- Segregación y descontaminación de residuos sólidos compactables.

2.2.8.9 Programa de garantía de calidad

El programa de Garantía de Calidad de C.N. Trillo cumple los requisitos de la instrucción de seguridad del CSN IS-19 “Instrucción de 22 de octubre de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares”, define los requisitos para establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma

continúa un sistema de gestión, en las instalaciones nucleares, que integre la seguridad nuclear y protección radiológica, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, la calidad y los aspectos económicos, basado en el documento Safety Requirements No. GS-R-3 del OIEA. Dicho documento y las correspondientes guías del OIEA que lo desarrollan constituyen referencias aceptables para la implantación y aplicación de esta Instrucción.

CNAT hace una valoración de los cambios del programa de Garantía de Calidad que se han producido en el periodo de la RPS.

2.2.8.10 Planes de autoevaluación y revisiones sistemáticas independientes

El sistema de evaluación se aplica a procesos y actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica y opcionalmente a otras áreas relacionadas con la explotación de la Central, abarcando los sistemas de evaluación de las actividades realizadas tanto por la Dirección como por los Mandos y los Trabajadores.

El sistema de evaluación se compone de cuatro niveles de evaluación:



En este apartado CNAT detalla los planes de autoevaluación y los cambios que se han producido en el periodo de tiempo cubierto por la RPS. También se detallan los diferentes tipos de evaluaciones externas realizadas sobre C.N. Trillo.

2.2.8.11 Procedimientos de Operación

En este apartado se describen las diferentes partes del manual de operación y de emergencia, manual de accidentes severos y guías de mitigación con daño extenso. Estas últimas se refieren a:

- Guías de emergencia con daño extenso (GEDE).

Estas guías complementan a lo establecido en el PEI y los Procedimientos de Actuación en Emergencia (PAE) para mejorar la capacidad de gestión y mitigación de la Organización de Respuesta de Emergencias (ORE) en situación de daño extenso.

- Guía de respuesta inicial en emergencia con daño extenso (GEDE-GRI).

En esta guía se establece la Dirección y Control de la situación inicial de respuesta a la emergencia y se toman las primeras medidas de mitigación. Se verifican las comunicaciones, activando al personal necesario e informando a las diferentes autoridades

- Guías de mitigación de daño extenso (GMDE).

Incluyen una serie de estrategias de operación (EMDE) en las que se describen actuaciones operativas para mitigar las consecuencias del accidente para: reactor, piscina de elementos combustibles y contención

- Plan de extinción de grandes incendios

Con esta instrucción se proporciona un plan coordinado de respuesta para controlar y extinguir un incendio a gran escala, originado y alimentado por sustancia acelerante p.e. combustible líquido procedente de la caída de un avión, se aplicaría en caso de incendios que afecten a múltiples áreas de fuego, tras un suceso con daños que comprometan la integridad del sistema PCI.

2.2.8.12 Programa de actualización y mejora de las ETF

En este apartado CNAT analiza el cambio y las revisiones de las ETF que se han producido en el período de tiempo abarcado por la RPS. En total, en los diez años del periodo se han emitido 52 revisiones de las ETF, estando la mitad de ellas originadas por la aprobación de una única propuesta de modificación. El número medio de cambios aprobados por año es de nueve.

Atendiendo al listado puede observarse que más de la mitad de las propuestas de cambio están originadas por modificaciones de diseño, incluyendo cambios documentales de las bases de diseño y documentos oficiales, y el 15% están originadas por acciones reguladoras (inspecciones, nueva normativa).

CNAT es este apartado detalla los cambios que se han producido en las ETF y el resultado y mejoras introducidas en el programa de actualización y mejora de las ETF en este periodo de la RPS.

En octubre de 2002 el Titular editó por primera vez el procedimiento general GE-13 "Control de las modificaciones a las especificaciones Técnicas de Funcionamiento", común a las centrales de Almaraz y Trillo. Mediante este procedimiento CN Trillo evalúa, justifica y documenta las propuestas de cambio de ETF. Actualmente el procedimiento está en su revisión 8 (mayo de 2012).

El Titular indica que durante el periodo de la RPS ha llevado a cabo 5 auditorías internas para verificar el cumplimiento de CN Trillo con las ETF y las condiciones impuestas en la AE. El alcance de estas auditorías ha sido el siguiente:

- Gestión de cambios de ETF. Procedimientos. Organización.
- Control de configuración derivado de nuevas revisiones de ETF.
- Requisitos de Vigilancia: Programación y control de ejecución de las pruebas de vigilancia, procedimientos de vigilancia para satisfacer las ETF, ejecución de las pruebas de vigilancia, documentación y archivo de las pruebas de vigilancia.

2.2.8.13 Programa de gestión de accidentes severos

A raíz del accidente de Fukushima (11/03/11) y a requerimiento de la Comisión Europea, se solicitó la realización de los llamados "Stress Test" o pruebas de resistencia a las centrales europeas. En Mayo del 2011, el CSN emitió la ITC-1, CNTRI/TRI/SG/11/04 donde se definía el alcance que deberían tener dichas pruebas de resistencia. En el informe final de respuesta a esta ITC-1 se propuso el desarrollo de unas guías de gestión de accidentes severos (GGAS) basadas en síntomas, para la mitigación de las consecuencias de este tipo de accidentes incluyendo el mantenimiento de la integridad de la contención, la limitación de las emisiones radiactivas al exterior y la finalización de la fusión del núcleo. El CSN la ITC-3, CSN/ITC/SG/TRI/12/01, en su punto 4.2.4, requirió su desarrollo e implantación en un plazo largo (máximo 2016).

En este apartado de la RPS, CNAT explica el grado de avance y los trabajos realizados en relación con las guías de accidentes severos de C.N. Trillo.

El programa de actividades del proyecto de desarrollo de las GGAS es el siguiente:

- Enero 2013. Reunión de inicio del proyecto. Realizado.
- Enero 2013. Chequeo de los datos de partida del proyecto. Realizado.
- Enero 2013. Preparación del Modelo de MELCOR de CN Trillo y su documentación. Realizado.
- Agosto 2013. Análisis de parámetros y documentación. En curso.
- Septiembre 2013. Reunión seguimiento proyecto. Análisis de los cálculos realizados.

- Diciembre 2013. Entrega para comentarios de la Parte A de las GGAS y parcial de la Parte B.
- Marzo 2014. Reunión revisión del proyecto.
- Abril 2014. Preparación de las estrategias. Completar los cálculos adicionales y entrega para comentarios la Parte B de las GGAS.
- Julio 2014. Entrega de versión final de las partes A y B de las GGAS, después de la revisión de CNT.
- Agosto 2014. Traducción de las GGAS al castellano.
- Diciembre 2014. Validación de las GGAS y formación del personal de CNT.
- Diciembre 2014. Reunión de cierre del proyecto.

2.2.8.14 Programa de formación del personal

En este apartado se detallan los diferentes planes de formación del personal de C.N. Trillo, haciendo referencia a la normativa aplicables, formación de empresas contratistas, sistemas de evaluación de los programas de formación, etc.

Todo el personal que presta servicio en la central recibe una formación periódica de acuerdo al alcance de los trabajos que desarrolla, y está incluida en el mismo la protección radiológica. El personal contratista que realice su trabajo de forma esporádica en la central recibirá entrenamiento en aspectos específicos de los programas implantados en la central de Trillo, incluida la PR específica.

El Titular indica que independientemente del entrenamiento específico y en función del puesto a desempeñar, el personal será entrenado en:

- Normas de Protección Radiológica.
- Plan de Emergencia Interior.
- Protección Contra Incendios.
- Seguridad y Salud Laboral.
- Programa de Garantía de Calidad.

Para los puestos que requieran licencia de instalación nuclear se cumplirá con lo indicado en la Instrucción de Seguridad IS-11 “Instrucción sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares”, para el puesto que requiera el título de “Jefe del Servicio de Protección contra las Radiaciones Ionizantes” se cumplirá con lo indicado en la Guía de Seguridad IS-03 del CSN “Calificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra radiaciones ionizantes.

Para el resto de personal sin licencia de plantilla y externo, se cumplirá con lo indicado en la Instrucción IS-12 “Instrucción sobre los requisitos y calificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares”.

El Titular describe el alcance y contenidos de su plan anual de formación y los procedimientos mediante los cuales se desarrolla la actividad de formación en la organización de CNAT.

Como planes de mejora futuros en este apartado el Titular identifica:

- Mejora del proceso de formación y entrenamiento inicial en el conocimiento físico de la planta en los programas de personal con licencia de operación.
- Fortalecimiento en la involucración del jefe de turno en la formación de su turno.
- Involucración de la línea en el proceso de formación.
- Formación y reentrenamiento de los instructores.
- Fortalecer el diseño sistemático de la formación
- Mejora de las metodologías de formación y entrenamiento
- Formación práctica aulas taller
- Formación práctica Simulador de Campo

2.2.8.15 Programas de gestión de vida

La información sobre el plan de gestión de vida en relación con los programas de evaluación y mejora de la seguridad se recoge en el punto 5.9.15 del documento aportado por CNAT de la RPS.

CNAT incluye un listado de los informes anuales enviados al CSN durante el periodo RPS considerado. CNAT dedica el punto 5.9.15.2 del documento RPS a la organización de GV, definida en el documento “Manual de Organización de GV de CNT”, DTR-54.

2.2.8.16 Programa de gestión del mantenimiento preventivo y correctivo

La Oficina Técnica de Mantenimiento es la encargada de realizar la programación de las actividades de mantenimiento preventivo y correctivo.

La realización de los distintos trabajos esta soportada en la aplicación de las correspondientes gamas, procedimientos y documentación aprobada incluida en los paquetes de trabajo de ejecución de actividades.

Atendiendo al modo de programación, la gestión del mantenimiento en CN Trillo se puede considerar dividida en tres bloques claramente diferenciados:

- Trabajos a potencia.
- Mantenimiento On-line a potencia.
- Trabajos en Recarga

Se observa de los datos aportados por CNAT que muchas actividades de mantenimiento se realizan a potencia y menos en recarga.

En relación con la evolución del mantenimiento a lo largo del periodo cubierto por la RPS, el Titular indica que se ha producido un incremento significativo en el número de órdenes de trabajo (OT) de mantenimiento, tanto preventivo como correctivo debido a los procesos de mejora continua en la gestión del mantenimiento y a la incorporación de nuevas gamas, habiéndose detectado un proceso de intensificación del mantenimiento preventivo.

Con respecto al futuro, se señala que, como consecuencia de un “Peer review” sobre la gestión de los trabajos de mantenimiento, realizado en CN Trillo en enero de 2011, se derivaron una serie de propuestas de mejora que se recogieron en el documento PM-13/012 y que han sido ya implantadas en la central.

2.2.8.17 Planes de actuación conjunta, relacionados con la seguridad, de las CC.NN.EE.

CN Trillo participa junto con el resto de las centrales nucleares españolas y dentro del seno de UNESA, en el desarrollo de proyectos conjuntos en el marco del Comité de Energía Nuclear (CEN), donde se coordinan aspectos relacionados con la seguridad y la protección radiológica, la regulación, la operación de las centrales nucleares, las actividades de I+D relacionadas con la seguridad y la operación de dichas instalaciones, así como con el combustible y los residuos radiactivos.

2.2.8.18 Adquisición y Gestión de Componentes y Materiales

En este apartado CNAT describe el nuevo proceso de adquisición de repuestos y materiales, así como otras mejoras que ha introducido con motivo de los hallazgos de inspección del CSN en el año 2011 y los principales cambios realizados, entre ellos la anulación de varios procedimientos y sus sustitución por otros nuevos, sí como la definición de un nuevo proceso de adquisición de componentes y materiales.

El documento de la RPS incluye el flujograma de este proceso de aprovisionamiento en detalle, con las líneas principales de actuación.

En cuanto a la gestión de repuestos de grado comercial y proceso de dedicación, está regulado en el procedimiento GE-81.02.

En términos generales el documento indica que este proceso consiste en la realización de dos actividades: evaluación técnica del modelo de elemento que se pretende utilizar y proceso de aceptación de las unidades adquiridas de dicho modelo antes de la incorporación a la Planta.

2.2.9 Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

El Análisis Probabilista de Seguridad (APS) fue desarrollado en el marco del “*Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España*” aprobado por el CSN en reunión de

fecha 25 de junio de 1986. En la actualidad el Titular sigue sus propios procesos de revisión y actualización de acuerdo a la Guía de Seguridad 1.15. Posteriormente se ha publicado la Instrucción IS-25, de 9 de junio de 2010, sobre criterios y requisitos para la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.

El punto c) de la disposición dos de la orden ministerial de 6 de diciembre de 2004 por la que se concede autorización de explotación a la C. N. Trillo requiere incluir en la solicitud de renovación, una revisión del estudio probabilista de seguridad. De este modo, para la renovación de la autorización, se han presentado la actualización de los diferentes proyectos de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) y sus aplicaciones, de acuerdo a los criterios de la GS 1.10, GS 1.15 y IS-25, y se adjunta, dentro de este apartado de la Revisión Periódica de Seguridad (RPS), una visión general del estado de los mismos.

Los APS presentados son los siguientes:

- APS Nivel 1, con la planta operando inicialmente a potencia.
- Análisis de inundaciones internas
- Análisis del comportamiento de la Contención (APS Nivel 2).
- Análisis de incendios en el interior de la planta.
- Análisis de Sismos.
- Análisis de otros posibles sucesos externos.
- Análisis de riesgos en otros modos de operación distintos de operación a potencia (APSOM).

CNAT describe los aspectos más relevantes y cambios introducidos en estos APS. El Titular identifica asimismo, las aplicaciones de los APS llevadas a cabo en CN Trillo y repasa el estado actual de las mismas. Las aplicaciones de los APS puestas en marcha por CN Trillo son: Seguimiento de la Regla de Mantenimiento, Monitor de Riesgo, evaluación del Indicador de funcionamiento de los sistemas de mitigación, evaluación del impacto en el riesgo de MD y de cambios en ETF, mejoras en los procedimientos de operación, desarrollo y aplicación de la Guía de Seguridad en Parada, desarrollo y aplicación de Manual de Protección contra Inundaciones.

2.3. Descripción de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)

2.3.1 Introducción

El objeto de la Instrucción Técnica Complementaria que el CSN remitió a C.N. Trillo tenía por objeto que el Titular analizara un conjunto de normas y documentos (Normativa de Aplicación Condicionada -NAC) con objeto de introducir mejoras significativas en la seguridad de la central.

De acuerdo con la revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN la Normativa de

Aplicación Condicionada (NAC) es aquella normativa cuyos parámetros básicos de aplicabilidad (en diseño u operación, tipo de central y fecha de construcción o puesta en marcha), expresados así en su publicación, no coinciden con los de la central, por lo que son primeramente seleccionadas por el CSN, analizadas y estudiadas por el Titular con objeto de verificar las mejoras que pudieran conllevar y finalmente requeridas en las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas a la autorización de explotación.

Mediante escrito de 20 de noviembre de 2013 (nº de registro de entrada 43834) la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio de Industria, Energía y Turismo solicitó al Consejo de Seguridad Nuclear el informe preceptivo sobre la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de C.N. Trillo. Este escrito contiene el informe de CNAT con el análisis de las normas requeridas mediante la ITC de referencia CSN/ITC/SG/TRI/12/03 de 21 de Diciembre de 2012. Posteriormente, mediante escrito de 4 de septiembre de 2014 (nº de registro de entrada en el CSN 43042), CNAT ha remitido un informe complementario de la NAC con el análisis adicional de dos normas de la ITC mencionada anteriormente.

El establecimiento de la NAC forma parte del proceso de análisis realizado por el Titular de la central y evaluaciones realizadas por el CSN enmarcadas en el proceso de renovación de la Autorización de Explotación de C.N. Trillo.

2.3.2. Antecedentes

Con el fin de solicitar la renovación de la Autorización de Explotación (AE) vigente, concedida por la Orden Ministerial de 16 de noviembre de 2004 para un periodo de diez años, la disposición Dos de dicha AE establece que, en caso de optar por una renovación de la AE, se debe presentar al Ministerio de Industria, Energía y Turismo (MINETUR) la Revisión Periódica de Seguridad de la Central (RPS), con un mínimo de un año de antelación a la fecha de expiración de la AE vigente.

De acuerdo con la nueva revisión de la Guía 1.10, le corresponde al CSN establecer la normativa emitida por organismos internacionales y por el país de origen del proyecto cuyo cumplimiento deberá analizar detalladamente el Titular. Esta normativa se ha denominado Normativa de Aplicación Condicionada (NAC).

Como se señala en su definición los requisitos de aplicabilidad de esta nueva normativa, expresados en el propio texto de la misma, excluyen su aplicación a C.N. Trillo, por lo que su eventual aplicación, total o parcial, está condicionada a la realización de una selección previa en la que el CSN valore las mejoras para la seguridad que podrían derivarse de la misma.

Según se define en la Guía 1.10, el proceso de identificación de esta nueva normativa deberá satisfacer las siguientes condiciones:

- Que la incorporación de esta *nueva normativa* se haga de manera eficaz y eficiente. La mayor parte de los recursos deben consumirse en mejorar la seguridad y no en realizar análisis de todo tipo que no mejoren significativamente la seguridad de la instalación. En lo posible, se utilizará el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) para centrar los análisis en aquellos aspectos que sean más importantes para la seguridad de la instalación.
- Que el Titular no tenga que hacer un esfuerzo de evaluación de toda la *nueva normativa* no incorporada en sus *Bases de Licencia*, lo que supondría un consumo de recursos muy importante. Por tanto el proceso trata de centrar los esfuerzos del Titular en lo que sería especialmente valioso en términos de seguridad o alcanzable con poco coste.
- Que el CSN no tenga que dedicar excesivos recursos a una revisión de *normativa* que pudiese acabar concluyendo en la impracticabilidad de aplicar la *nueva normativa* a las centrales en operación.
- Que haya una total coordinación entre las mejoras de seguridad de la instalación que puedan provenir del APS, del análisis de experiencia operativa y del análisis de esta *nueva normativa*.

El CSN es el responsable de realizar el análisis previo y la selección de las normas más adecuadas para mejorar la seguridad y emitir la NAC mediante una Instrucción Técnica Complementaria (ITC).

En respuesta a dicha ITC, el Titular remitió , junto con el resto de la documentación adjunta a la solicitud Autorización de Explotación, el análisis de las normativa seleccionada por el CSN en la ITC de la NAC, valorando los beneficios de su implantación y notificando al CSN sus conclusiones y decisiones.

2.3.3 Alcance de la Normativa de Aplicación Condicionada en C N Trillo

El alcance de las normas de la ITC de la NAC abarca los siguientes tipos de normas:

- KTA (Nuclear Safety Standards Commission que agrupa a expertos, fabricantes y operadores de instalaciones)

Esta comisión fue establecida por el BMU y está formada por miembros de cinco grupos diferenciados: operadores de centrales nucleares, autoridades de los länder y federales, fabricantes y organizaciones profesionales y otros grupos de interés (sindicatos, compañías aseguradoras, etc.).

Las normas KTA pertenecen a los grupos siguientes:

- Temas organizativos
- Seguridad industrial
- Ingeniería civil
- Diseño nuclear y termohidráulico
- Materiales

- Instrumentación y control
 - Control de la radiactividad
 - Otras provisiones
- Recomendaciones de la RSK (Comisión de Seguridad Nuclear).
 - Recomendaciones de la SSK (Commission de Protección Radiológica).

Las comisiones RSK y la SSK asesoran al BMU que es el Ministerio de Medio Ambiente, Conservación de la Naturaleza y Seguridad Nuclear en materias de seguridad nuclear y protección radiológica respectivamente.

Las autoridades de los Länder (estados federales) utilizan las recomendaciones de la RSK y la SSK para evaluar la seguridad nuclear y la protección radiológica de las centrales nucleares en su territorio.

En el proceso de identificación de la NAC se seleccionaron estas normas por ser las más representativas que se emiten en Alemania de carácter técnico, relativas a seguridad nuclear y protección radiológica y, según un código de colores con que se señalaba cada norma, se aportaba información sobre si el CSN la consideraba o no aplicable, si es base de licencia de la central, existe normativa española (a menudo IS del CSN) que regule el asunto u otras consideraciones.

Adicionalmente, se incluyeron las US NRC Regulatory Guides (RG). Cuando se licenció la C.N. Trillo, la normativa alemana no estaba aún completamente desarrollada, por lo que en casos específicos se utilizó normativa técnica de origen americano, las RG.

En el caso específico de las RG, el ejercicio se ceñiría a aquellas que son base de licencia de C.N. Trillo y quedarán excluidas aquellas referidas a sistemas o actividades reguladas en Trillo por normativa alemana que conste en las Bases de Licencia de la central. Aquellas RG referidas a temas genéricos, por ejemplo APS, se podrían incluir en el proceso a iniciativa y criterio del área especialista competente del CSN.

Adicionalmente, como en NAC anteriores, cualquier área especialista podría proponer añadir una norma al proceso, aunque no pertenezca a ninguno de los tipos anteriores, si lo considera justificado porque suponga un incremento significativo en la seguridad de la planta. Típicamente, en este epígrafe se han venido incluyendo en las NAC de otras centrales normas ANSI (American National Standards Institute) o ASME (American Society of Mechanical Engineers) que las áreas especialistas del CSN han considerado de interés por su particular conocimiento de las mismas. En el caso de C.N. Trillo, también se han incluido las Generic Letters (GL) de la NRC que las áreas especialistas del CSN han considerado aplicables.

En el proceso de la NAC no se incluyeron aquellas partes del Código de Regulaciones Federales aplicables a C.N. Trillo (10 CFR 50 y 100) porque previamente ha sido objeto de un proceso de revisión específico del CSN para todas las centrales.

El CSN emitió la ITC de referencia CNTRI/TRI/06/03 (nº registro salida 3282) sobre aplicabilidad de la reglamentación del país de origen del proyecto, resultado de la aprobación del documento de sobre “Pirámide Normativa y Bases de Licencia” por el Pleno del CSN el 7 de septiembre de 2005. En esta ITC se requería a C.N. Trillo que en el plazo de seis meses recopilara con el suficiente detalle las Bases de Licencia de la central.

La documentación aportada por el Titular en respuesta a esta ITC fue evaluada por el CSN y, como consecuencia, el 1-12-08 emitió la ITC “Instrucción Técnica Complementaria sobre la Aplicabilidad de los Apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100” (carta CSNTRI/TRI/SG/08/17 nº registro CSN 7702), en la que el CSN fijaba los apartados del 10 CFR que le son aplicables a C.N. Trillo. Desde entonces ha habido una reducción paulatina de las partes del 10CFR aplicables a las CCNN españolas, incluyendo Trillo, consecuencia del programa de emisión de Instrucciones del CSN (IS) para cubrir con normativa nacional los niveles de referencia de WENRA (Western Europe Nuclear Regulators Association).

El proceso de identificación de la NAC se completó con la decisión del Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del 19 de diciembre de 2012, de emitir la “Instrucción Técnica Complementaria a la Autorización de Explotación de la CN Trillo sobre la Normativa de Aplicación Condicionada”, enviada con carta CSN/ITC/SG/TRI/12/03 de 21 de Diciembre de 2012.

A continuación se expone de forma global, las conclusiones que extrae CNAT del análisis realizado de las normas requeridas en la ITC de la NAC.

La normativa analizada dentro del alcance de la Instrucción Técnica Complementaria sobre la Normativa de Aplicación Condicionada, corresponde a normas cuyo análisis ha sido requerido por el CSN, aunque sean de distinto período al considerado en el alcance de la Revisión Periódica de Seguridad o estén fuera del alcance requerido por los límites y condiciones sobre seguridad y protección radiológica asociados a la Autorización de Explotación Vigente. A pesar de que la normativa de diseño utilizada es en general diferente, de los análisis realizados se concluye que se cumple con la mayoría de los requisitos establecidos en ellas.

Para las normas RSK 417, GL 80-21, RG 1.36, RG 1.124, RG 1.180, no se han encontrado diferencias significativas.

Para las normas KTA 3501, KTA 3506, KTA 3706 e IEEE 765 se ha justificado la no necesidad de toma de acciones para resolver las diferencias.

Para el resto de normas en las que se han identificado diferencias, se han propuesto mejoras para su resolución como se resume a continuación:

- KTA 1203: revisión de los capítulos del Manual de Accidentes Severos (MAS) de CN Trillo para detallar los dispositivos de comunicación, incorporando la práctica realizada en CCNN alemanas.
- KTA 3504: completar la base de datos de válvulas solenoides y revisión de los procedimientos de inspección y mantenimiento indicados.
- KTA 3601, RG 1.52 y RG 1.140: actualización y edición de nuevos de procedimientos de pruebas.
- KTA 3705: justificación documental de las secciones de los cables de media tensión.
- BTP 6-4: incluir en ETFs, procedimiento relativo a la comprobación del aislamiento en caso de que $P > 35$ bar o bien $T > 180$ °C. Limitar en la ETF 4.5.2.1 el tiempo de cierre de las compuertas TL16/26/S502/503 a 5 segundos. Instalación de rejillas en las compuertas del TL26.
- GL 80-02: revisión del procedimiento de vigilancia de la calidad del gasoil a los Generadores Diesel de Salvaguardia y Emergencia
- GL 89-22: solución de estanqueidad del acceso a cubiertas del edificio ZY4.
- RG 1.23:
 - Tala o poda de los árboles cercanos a la torre meteorológica que superan la altura y creación de una gama de mantenimiento para su control.
 - Adecuación de la instrumentación de la torre, estudio de disposición de instrumentos y verificación de características de los instrumentos de velocidad y dirección del viento.
 - Cambios en procedimientos de inspección, mantenimiento y calibración.
- RG 1.200:
 - Documentar las limitaciones e incertidumbres asociadas a los códigos y cálculos utilizados en la definición de los criterios de comportamiento.
 - Mejorar el proceso de cuantificación y la documentación de los análisis de las acciones humanas Tipo 1. Realizar una evaluación de dependencias entre las diferentes tipos de acciones humanas.
 - Presentar la contribución a la FDN del APSOM de cada uno de los EOPs.
 - Incluir en los análisis de Nivel 1 un apartado que identifique las incertidumbres asociadas a los análisis, hipótesis, modelos, etc.
 - Mejorar la documentación de los análisis de inundaciones

2.3.4 Descripción de la normativa que requiere análisis por parte del Titular en cumplimiento de la ITC de la NAC.

A continuación se describen, para cada una de las normas los resultados del análisis siguiendo la estructura de las normas requeridas en la ITC de NAC. Para cada norma se hace una pequeña descripción y se recoge el análisis y la posición del Titular.

RG 1.180, REV.1: GUIDELINES FOR EVALUATING ELECTROMAGNETIC AND RADIO-FREQUENCY INTERFERENCE IN SAFETY-RELATED I&C SYSTEMS

En la ITC de la NAC se requería: *“Se debe pasar a la fase NAC para el análisis detallado de si la normativa incluida en Bases de Licencia de la central (RSK 352, KTA 3503 y 3505) cubre aceptablemente las posiciones reguladoras de la RG 1.180. Se debería aclarar así mismo si el hecho de que la RSK 352 sea base de licencia implica que los documentos referenciados en ella también lo sean”.*

La RG 1.180 rev. 1 considera la protección necesaria frente a condiciones ambientales de interferencia electromagnética (EMI) y de radiofrecuencia (RFI) y descargas de energía de los equipos eléctricos y de instrumentación importantes para la seguridad.

El Titular describe el análisis de esta norma y su aplicabilidad a C.N. Trillo en el informe PRE-NAC. El CSN en la evaluación que hizo del análisis de CNAT del informe previo a la NAC concluyó que el análisis realizado no permitía determinar hasta qué punto el contenido de la RG 1.180 se cubre con la RSK 352 “Compatibilidad electromagnética” de 13-06-2002, señalando que en el análisis presentado no se hacía mención a las KTA 3503 y 3505, en cuyos apartados 5.4 se trata la compatibilidad electromagnética.

Se acordó que el Titular remitiera información adicional que permitiera verificar lo indicado anteriormente antes del 24 de octubre del 2012.

En octubre de 2012, el Titular envió un nuevo análisis referente a la RG 1.180, rev.1 del cual la evaluación concluye lo siguiente:

- Indica que las normas KTA 3503 Ed.2005 (Ensayo tipo de módulos eléctricos de I&C del sistema de seguridad) y KTA 3505 Ed.2005 (Ensayo tipo de sensores y transductores de la I&C del sistema de seguridad) incluyen un apartado específico relativo a pruebas de compatibilidad electromagnética y son base de licencia para modificaciones de diseño.
- Aunque se citan normas IEC de la serie 61000, consideradas aceptables en la RG 1.180, no se realiza realmente un análisis comparativo con la guía TÜV (aplicable a equipo nuevo) y el documento de VGB (aplicable a equipo ya existente) referenciados en la RSK 352.

La evaluación del CSN consideró que la información remitida no permitía determinar si las prácticas de diseño instalación y pruebas eran adecuadas para soportar los efectos de las interferencias electromagnéticas, interferencias de radiofrecuencia y descargas de energía (power surge) en los sistemas de I&C relacionados con la seguridad.

La evaluación consideró que este asunto era independiente del país de origen de la central y consecuentemente C.N. Trillo debía realizar un análisis detallado de si la normativa incluida en sus Bases de Licencia (RSK 352, KTA 3503 y 3505) cubría aceptablemente las posiciones reguladoras de la RG 1.180.

La evaluación del CSN concluyó que esta norma debía pasar a la fase NAC para el análisis detallado de si la normativa incluida en Bases de Licencia de la central (RSK 352, KTA 3503 y 3505) cubre aceptablemente las posiciones reguladoras de la RG 1.180.

Adicionalmente, el Titular debería aclarar, si el hecho de que la RSK 352 sea Base de Licencia implica que los documentos referenciados en ella también lo sean.

Análisis y posición del Titular

CNAT realiza un análisis comparativo entre la normativa incluida en las Bases de Licencia de CN Trillo (RSK 352, KTA 3503 y KTA 3505) y la Guía Reguladora 1.180 Rev. 1, con objeto de determinar si la posiciones reguladoras de la RG 1.180 están cubiertas en la normativa base de licencia.

Según las Bases de Licencia de CN Trillo, los requisitos de la Recomendación RSK 352, “Verificación de la Compatibilidad Electromagnética en la I&C de las Centrales Nucleares” son aplicables a las modificaciones de diseño relacionadas con el equipo eléctrico de los sistemas de I&C para la justificación de su compatibilidad electromagnética. Asimismo son aplicables a las modificaciones de diseño la revisión de 2005 de las normas KTA 3503, “Type Testing of Electrical Modules for the Safety Related Instrumentation and Control System” y KTA 3505 “Type Testing of Measuring Sensors and Transducers of the Safety Related Instrumentation and Control System”.

El Titular indica que las conclusiones a las que llega tras la comparación entre los distintos aspectos de las posiciones reguladoras de la RG 1.180 y los requisitos definidos en la normativa incluida en las Bases de Licencia de CN Trillo son las siguientes:

- Existen determinadas normas que la RG 1.180 considera y para las que determina los niveles de ensayo aplicables que no se incluyen en la norma genérica de resistencia a las interferencias IEC 61000-6-2 (referenciada en las KTA 3503 y KTA 3505). En consecuencia hay ensayos de la RG 1.180 no considerados en las Bases de Licencia de CN Trillo.
- Los ensayos correspondientes a EMI/RFI radiadas por encima de 1 GHz, a los que se hace referencia en el capítulo 6 de las posiciones reguladoras de la RG, no se encuentran recogidos en la normativa incluida en las Bases de Licencia, por no existir ninguna norma IEC que los contemple.

- Debe entenderse que la justificación de la compatibilidad electromagnética de todos los elementos nuevos debe hacerse en base a los niveles de ensayo determinados por la RG 1.180 para las distintas normas. Justificaciones llevadas a cabo en base a mediciones reales del entorno electromagnético, como se admiten en la Guía del TÜV, no se contemplan en la RG 1.180.

IEEE STD 765-2006: PREFERRED POWER SUPPLY (PPS) FOR NPPS

La ITC de la NAC requería “efectuar una comparación entre el contenido de la misma y el diseño de la alimentación eléctrica exterior de la planta”.

Esta norma no se encuentra en la actualidad en las Bases de Licencia de C.N. Trillo.

Esta norma recoge los criterios de diseño del suministro de energía preferente en una central nuclear así como sus interfases con el sistema clase 1E, interruptores, sistema de transmisión y fuente de C.A. alternativa. También proporciona requisitos a este suministro preferente y una guía en áreas de interfase con la fuente alternativa, la independencia física de los circuitos de control y fuerza del suministro preferente y los criterios para centrales con varias unidades.

La evaluación del CSN consideró, en el análisis PRE-NAC de esta norma, que no se efectuó una comparación entre el contenido de la misma y el diseño de la alimentación eléctrica exterior de la planta por lo que se debería incluir en la ITC de la NAC.

Análisis y posición del Titular

CNAT en su informe de respuesta a la ITC de la NAC ha realizado un análisis comparativo entre el contenido de la norma y el diseño de la alimentación eléctrica exterior de la planta. Las conclusiones que ha alcanzado son las siguientes:

En general puede afirmarse que se cumple el propósito de la norma IEEE 765-2006, indicándose que el diseño de Trillo presenta ventajas frente a lo requerido por la norma al disponer de una subestación independiente para cada uno de los suministros del sistema de suministro de energía preferente (PPS), y contar asimismo con interruptor automático de generación.

CNAT señala que aunque no existe un documento único en el cual se definan las bases de diseño del PPS, derivado de este análisis se han citado documentos en los que se contiene información suficiente que permite afirmar que el diseño del sistema de alimentación exterior de C.N. Trillo se ajusta a los requisitos enunciados en la Norma IEEE 765-2006.

KTA 3501 (1985): REACTOR PROTECTION SYSTEM AND MONITORING EQUIPMENT OF THE SAFETY SYSTEM

Esta norma de seguridad especifica los requisitos del Sistema de Protección del Reactor y del Equipamiento de Monitorización del Sistema de Seguridad, relativos al diseño, calidad de equipos, instalaciones y pruebas.

CNAT ha realizado una comparación entre la KTA 3501 de 1977 con la KTA 3501 de 1985, según se requiere en la ITC de la NAC, con objeto de detectar las diferencias y las posibles acciones de mejora.

Las diferencias entre las dos revisiones de la KTA 3501 citadas son las siguientes: introducción de nuevas definiciones, nuevo concepto “grupos funcionales”, consideración de intervenciones manuales, requisitos generales de diseño de las protecciones de equipos prioritarios sobre señales del sistema de protección del reactor y requisitos para la utilización de dispositivos de pruebas automáticos.

Análisis y posición del Titular

CNAT en su informe de la NAC concluye que de la comparación entre la KTA 3501 de 1985 frente a la KTA de 1977 aporta precisión en las definiciones y propiedades que debe de cumplir el Sistema de Protección del Reactor, junto al resto de sistemas en los que dicha norma tiene aplicabilidad.

Adicionalmente, CNAT indica que AREVA, suministrador principal del sistema de protección del reactor de C.N. Trillo, ha indicado lo siguiente respecto a la nueva revisión de la norma:

- 1) Por encargo de una central alemana se realizó en 1987 una comparación entre la KTA 3501 Ed. 1985 y del diseño existente de esa central. De ello resultaron varias recomendaciones. Estas recomendaciones se realizaron en los proyectos posteriores (incluido CN Trillo).
- 2) No se ha producido ningún caso en que la nueva edición de la KTA haya tenido como consecuencia modificaciones en el sistema de protección del reactor.

En caso de modificación en el sistema de protección del reactor, se tiene que tomar como base la versión válida de la KTA en el momento en que se realice la modificación, aunque son posibles excepciones si técnicamente no tiene sentido.

KTA 3504 (2006): ELECTRICAL DRIVE MECHANISMS OF THE SAFETY SYSTEM IN NPPS

La norma KTA 3504 (11/06) se refiere a requisitos de seguridad relacionados con el diseño, cálculo, fabricación, montaje, ensayos y operación de accionamientos eléctricos (actuadores motorizados o de solenoide y motores) utilizados en sistemas de seguridad.

La norma también establece requisitos para los equipos de protección asociados a los accionamientos eléctricos, cuyas señales de protección no tienen prioridad sobre el sistema de protección del reactor, así como requisitos para el diseño eléctrico de los mecanismos de accionamiento de las barras de control.

De acuerdo con la información proporcionada por el Titular en su informe PRE-NAC, remitido en julio de 2012, esta norma actualmente forma parte de las Bases de Licencia de C.N. Trillo y se encuentra analizada en el informe anual de normativa SL-08/007.

La norma es aplicable en C.N. Trillo a las modificaciones de diseño que afecten a actuadores y motores en sistemas de seguridad, salvo en los aspectos recogidos en la norma, relativos a ensayos de cualificación ambiental los cuales son aplicables sólo a equipos cuya especificación entra en el alcance del suministrador principal. Para el resto de equipos, la cualificación ambiental se realiza siguiendo normativa americana (IEEE 0323/0334/0382).

C.N. Trillo, además de analizar los cambios de esta KTA respecto a su edición anterior de 1988, la cual no existía en el momento en que se diseñó la central, menciona que la versión de 2005 está en las Bases de Licencia en relación con las modificaciones de diseño y en los referido a la calificación ambiental para equipos del suministrador principal.

Dado que ello se refiere solamente a un aspecto muy parcial, en la reunión de 25 de septiembre de 2012 se requirió a C.N. Trillo el análisis del estado del proyecto en cuanto a esta norma, por lo que fue incluida en la ITC de la NAC.

Análisis y posición del Titular

La mayoría de los actuadores, válvulas solenoides y motores de seguridad de C.N. Trillo suministrados con las especificaciones de KWU en la etapa inicial cumplen con el borrador de KTA 3504 de 1984. Las diferencias entre el borrador mencionado y la edición de 2006 de la norma son significativas y reflejan en aspectos documentales, prescripción de ensayos, puesta en marcha y mantenimiento. Por lo tanto, estos componentes no cumplen con la edición de 2006 de la norma.

Una parte pequeña de los actuadores, válvulas solenoide y motores de seguridad de C.N. Trillo cumplen con la edición de KTA 3504 de 1988. Las diferencias de esta edición con respecto a la de 2006 son mínimas, afectando a aspectos de inspecciones en servicio y pruebas periódicas o después de reparaciones principalmente.

El resto de accionamientos eléctricos de seguridad fueron adquiridos con las especificaciones de Empresarios Agrupados. Estas especificaciones contemplan requisitos de diseño y ensayo según normas industriales (IEC, VDE) y requisitos de cualificación sísmica y ambiental según normativa americana (IEEE 323, IEEE 334, IEEE 382 e IEEE 344).

Tras la revisión de la documentación y procedimientos de inspección y mantenimiento de los actuadores motorizados, válvulas solenoides y motores de sistemas de seguridad con el fin de comprobar que se cubren los requisitos de la KTA 3504 edición 2006, el Titular propone las siguientes acciones:

- Completar la base de datos de válvulas solenoides para dar cumplimiento a la sección 6.7 “Technical Documents”, párrafo (3) apartado (a).
- Adecuar el procedimiento CE-T-ME-0386 de Revisión de actuadores motorizados para incluir la realización de una medida de potencia a las válvulas motorizadas tras una intervención de mantenimiento en el equipo para completar el cumplimiento con la sección 17 “Tests during Servicing or after Repairs” párrafo (1).
- Crear la gama para efectuar una medida de la intensidad en función del tiempo en válvulas solenoides cada 8 años, quedando pendiente el alcance de los AKZs a incluir en ella, ya que en la actualidad varios tipos de válvulas instaladas en planta no permiten este tipo de medida y/o evaluación. De esta manera se completa el cumplimiento con la sección 16 “Inservice Inspections” párrafo (7) aptdo. (b).
- Adecuar el procedimiento CE-T-ME-0049 de Revisión de actuadores solenoides para realizar una medida de intensidad en función del tiempo a las válvulas solenoides tras una intervención de mantenimiento en el equipo para completar el cumplimiento con la sección 17 “Tests during Servicing or after Repairs”

KTA 3506 (1984): TESTS AND INSPECTIONS OF THE INSTRUMENTATION AND CONTROL EQUIPMENT OF THE SAFETY SYSTEM OF NPPS

La KTA 3506 contiene requisitos formales de alcance de pruebas, procedimientos de pruebas, incluyendo pruebas de puesta en marcha y periódicas. Se especifica la prueba de la totalidad de la cadena de instrumentación, si bien, para las pruebas periódicas, indica que no es necesaria la prueba de la totalidad de la cadena.

De acuerdo con la información proporcionada por CNAT en el informe PRE-NAC, esta norma actualmente forma parte de las Bases de Licencia de C.N. Trillo con el siguiente alcance:

- Periodicidad de pruebas en la instrumentación de los sistemas (de acuerdo con las correspondientes bases de las ETF).
- Comprobación del correcto funcionamiento de las alarmas clase I de los sistemas relacionadas con parámetros de seguridad de los mismos (de acuerdo con las correspondientes bases de las ETF).

Sin embargo, esta norma no aplica al alcance de las pruebas periódicas de la instrumentación de sistemas de seguridad y por lo tanto no aplica a la totalidad de la cadena de la instrumentación.

La evaluación del CSN no estuvo de acuerdo con dicha consideración, pues esta norma debería ser de aplicabilidad al conjunto de la cadena y para todos los sistemas de instrumentación de seguridad, por lo que se incluyó en la ITC del NAC.

Análisis y posición del Titular

La norma aplica a la instrumentación y equipos de seguridad de los sistemas de seguridad de toda la central. Se especifica en la norma que los equipos e instrumentos de los sistemas de seguridad que deben ser probados son aquellos que contengan señales con las siguientes finalidades:

- Sistema de Protección del Reactor, tiene como función principal la de reconocer los distintos accidentes mediante los parámetros de planta tratados en él e iniciar las medidas necesarias para mitigar los efectos de dichos accidentes.
- Variables de limitaciones de proceso.
- Equipos de control relacionados con la seguridad.
- Niveles de control para actuadores relacionados con la seguridad.
- Alarmas clase S, una vez se den, el operador deberá llevar a cabo una serie de acciones dentro de un periodo de tiempo determinado.
- Alarmas clase I que indican al operador un fallo en el sistema de seguridad

CNAT identifica los procedimientos de vigilancia de la central de la instrumentación según la norma KTA 3506.

La conclusión de CNAT es que “una vez realizado el análisis, se concluye que en líneas generales se cumple con la KTA 3506 de 1984. Además, este cumplimiento también se indica en el documento “Análisis del cumplimiento de códigos y normas en C. N. Trillo I” (18-EZ-0010), donde se confirma el cumplimiento con la KTA 3506 de 1984, cuyo análisis fue verificado por operación y mantenimiento.

KTA 3705 (2006): SWITCHGEAR, TRANSFORMERS AND DISTRIBUTION NETWORKS FOR THE ELECTRICAL POWER SUPPLY OF THE SAFETY SYSTEM IN NPPS

La norma KTA 3705 (11/06) contiene requisitos generales y específicos de componentes aplicables al diseño y pruebas de cabinas de fuerza, transformadores y redes de distribución para la alimentación eléctrica a equipos de los sistemas de seguridad.

CNAT en el informe PRE-NAC de julio de 2012 proporcionó información sobre cómo se ha aplicado esta norma a los diferentes sistemas de corriente alterna y continua. La información concreta aportada por el Titular fue la siguiente:

- Para el rediseño de la corriente alterna se aplicó la KTA 3705 Ed.1988 en todo aquello que fuera compatible con lo ya existente y así se indicará en Bases de Licencia, propias del subsistema (SL-12/014, 26/03/2012). En Notas se indicará

que actualmente para las modificaciones de diseño, operación, mantenimiento y pruebas aplica la edición de 2006. La edición de 2006 de la KTA 3705 ya está en Bases de Licencia para las modificaciones de diseño, operación, mantenimiento y pruebas de los sistemas de corriente alterna.

- El diseño original del sistema de 48/24 V c.c. no contemplaba la KTA 3705 puesto que no existía. Para la modificación de los sistemas de 48/24 V c.c. se aplicó la KTA 3705 Ed.1988 (en 1995 estaba vigente la edición de 1988). Esta edición de la norma está en Bases de Licencia para las modificaciones de diseño del sistema de 48/24 V c.c.
- Para los sistemas de 220 V c.c., el documento base de diseño es BDS-ST-E-001 rev.1, debido a que en la época del diseño del sistema de 220 V c.c. no existía la KTA. CNAT indica que los requisitos de la edición de 1988 de la KTA 3705 se contemplan como recomendaciones y para modificaciones de diseño, mantenimiento y pruebas se aplicaría esta edición de la KTA. Como posteriormente se ha editado la edición de 2006, ésta será la edición que actualmente se aplicará y así está indicado en las Bases de Licencia vigentes.

Sin embargo, la evaluación del CSN consideró que en el análisis PRE-NAC realizado para esta norma, no quedó definida la consideración de la misma en el conjunto del diseño eléctrico de la central por lo que el CSN acordó introducir esta norma en la ITC de la NAC.

Análisis y posición del Titular

CNAT identifica los diferentes componentes y equipo eléctrico al que le aplica la norma KTA 3506.

Tras un análisis exhaustivo del cumplimiento de esta norma, CNAT concluye con dos propuestas de actuación:

- En relación con el cálculo de las corrientes de cortocircuito máximo, CNAT propone comparar los valores actuales de intensidades de cortocircuito máximo en 400 kV y 220 kV con los que fueron considerados en la revisión “e” del documento KWU de referencia NLE2/96/0074 (2003). Con ello se podrá confirmar la validez de los resultados o establecer la necesidad de actualizar el estudio de acuerdo con los nuevos datos de partida.
- Respecto a los cables de media tensión, no se ha encontrado documentación que justifique su dimensionamiento, si bien sus características (longitud y sección) fueron tenidas en cuenta en los cálculos de las intensidades de cortocircuito y caída de tensión. Se propone elaborar la documentación que justifique las secciones por intensidad admisible en condiciones normales de operación y de sobrecarga. Si las secciones resultantes por esos conceptos validan los cables existentes, éstos deberán también justificarse por cortocircuito en función de las intensidades de cortocircuito máximo y los ajustes de protecciones ya calculados.

KTA 3601 (2005): VENTILATION SYSTEMS IN NUCLEAR POWER PLANTS

La ITC de la NAC requería a CNAT que se analizaran los dos apartados siguientes de la norma:

- 7.2. “pruebas periódicas”
- Tabla 5.3 con las temperaturas en sala de baterías.

Esta norma establece requisitos para los sistemas de ventilación fijos en centrales nucleares, los sistemas portátiles deben satisfacer los requisitos de una forma general.

En Bases de Licencia de C.N. Trillo figura la edición de 1979 de esta norma.

La evaluación del CSN revisó los límites de temperatura que aplican a los diferentes sistemas de ventilación, las vigilancias de los sistemas de ventilación indicadas en la tabla 7-1 “Inservice inspections of ventilation systems” y las pruebas periódicas requeridas en el apartado 7-2 de la norma.

Las conclusiones de la evaluación fueron las siguientes:

- El Titular debería adecuar los sistemas de ventilación de las salas de baterías a los límites establecidos de 18 a 25°C.
- El Titular debería comprobar que, mediante las pruebas periódicas establecidas actualmente, cumple con todas las vigilancias indicadas en la tabla 7-1 “Inservice Inspections of ventilation systems” de la KTA 3601 de noviembre de 2005, introduciendo aquellas que sean necesarias para su total cumplimiento.

En cuanto a la justificación que hacía CNAT sobre las pruebas periódicas requeridas por el apartado 7.2 de la KTA 3601, la evaluación no lo consideró aceptable, ya que no se había realizado un análisis detallado que permitiera concluir que las pruebas requeridas por la norma estuvieran cubiertas con los requisitos de vigilancia establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Por tanto, el CSN incluyó esta norma en la ITC de la NAC.

Análisis y posición del Titular

En primer lugar CNAT analiza la clasificación de todos los sistemas de ventilación de C.N. Trillo de acuerdo con la norma KTA 3601 (11/2005). Esta norma clasifica los sistemas de ventilación en tres categorías (clase 1, 2 y no clase) que sustituyen a las clases L1, L2, L3 y L4 de las anteriores ediciones KTA-3601-79 (borrador) y KTA-3601-81 (borrador). Esta clasificación aplica a todos los sistemas de ventilación de la central (sistemas TL y UV).

A continuación, CNAT analiza el cumplimiento de los sistemas de ventilación con el apartado 7.2 “*Pruebas periódicas*” de la KTA 3601 (11/2005) según se ha requerido en la ITC de la NAC.

En relación con las baterías, CNAT realiza un análisis de:

- Salas de baterías E0507/527/557/577 del Edificio Eléctrico (ZE)
- Salas de baterías X0314/334/354/374 del Edificio de Agua de Alimentación de Emergencia (ZX)

Este análisis de cumplimiento con la temperatura se realiza base a los criterios de diseño del sistema, a los procedimientos de vigilancia de las condiciones ambientales en las salas y a la influencia de la temperatura en el funcionamiento de las baterías.

CNAT ha detectado una serie de discrepancias respecto a lo requerido en la KTA y ha realizado las acciones de adecuación correspondientes. Estas discrepancias se refieren a frecuencias de pruebas, ausencia de procedimiento, ausencia de comprobación de enclavamientos, posiciones requeridas, etc.

En el análisis de cumplimiento con los requisitos de temperatura en las salas de baterías, CNAT ha justificado los rangos de temperaturas ambientales adoptados en el diseño o rediseño de los sistema, en cumplimiento con la edición de la norma KTA 3601. En cuanto a la temperatura máxima adoptada de 35°C en el diseño de los sistemas y en el procedimiento de vigilancia periódica, mayor que la que estipula por la norma KTA 3601 (11/2005), CNAT lo considera aceptable, puesto que dicha temperatura solo tiene efecto en el envejecimiento de las baterías y no en su capacidad de carga y por lo tanto, no afecta a su función de seguridad.

En cuanto a la temperatura mínima adoptada en el procedimiento de vigilancia de 15°C (ZE) y 10°C (ZX), inferior a la requerida en la norma KTA 3601 (11/2005) de 18°C, se propone la modificación del procedimiento PV-T-OP-9315 Rev.1 (ZE y ZX) para adaptarlo a 18°C.

RG 1.52 REVISIÓN 3: “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

La ITC de la NAC requería realizar un análisis de la norma sobre las pruebas del Sistema de aire de ventilación de la contención (TL-6) y Sistema de aire de extracción de emergencia del anillo (TL-9).

Esta norma en su revisión 2 de 1978 forma parte de la base de la licencia de C.N. Trillo. La norma proporciona criterios sobre las unidades de filtración, etc, de los diferentes sistemas de ventilación.

En su informe PRE-NAC el Titular proponía considerar esta norma en la fase siguiente NAC para realizar un análisis más detallado y posteriormente se consideró incluir esta norma en la ITC de la NAC con alcance aplicable a las pruebas de los sistemas TL-6 y TL-9.

Análisis y posición del Titular

CNAT ha analizado la aplicabilidad de los apartados de la guía reguladora a los diferentes sistemas e identifica las diferencias detectadas. En concreto la guía reguladora endosa la norma ASME N510-1989 para realización de las pruebas periódicas.

CNAT ha contrastado los procedimientos de pruebas para los dos sistemas de ventilación TL-6 y TL-9 con la norma ASME mencionada y ha llegado a la conclusión siguiente:

- Dada la fecha de construcción de CN Trillo y la normativa considerada en el diseño (borradores de las KTA-3601-79/81), los sistemas TL-6 y TL-9 no presentan un cumplimiento exhaustivo con la RG-1.52 Rev. 3 (2001). No obstante, en el marco del análisis efectuado: pruebas periódicas, todas las diferencias detectadas son o bien aceptables o bien resolubles mediante las acciones propuestas consistentes en modificar procedimientos, actualizar especificaciones técnicas de filtros, revisar criterios de aceptación, etc.

RG 1.140 REVISIÓN 2: “DESIGN, INSPECTION, AND TESTING CRITERIA FOR AIR FILTRATION AND ADSORPTION UNITS OF NORMAL ATMOSPHERE CLEANUP SYSTEMS IN LIGHT-WATER-COOLED NUCLEAR POWER PLANTS”

El contenido de esta norma es análogo al de la RG 1.52 para sistemas de ventilación en operación normal.

La ITC de la NAC requería realizar un análisis de la RG 1.140 Rev.1 que aplica a las pruebas periódicas de las unidades de filtración de los sistemas de ventilación a excepción de las de los Sistemas TL-6 y TL-9 para las que se aplica la RG 1.52 Rev. 1.

Análisis y posición del Titular

CNAT ha procedido de forma similar al análisis realizado en relación con la norma RG 1.52 para los sistemas TL-6 y TL-9. LA guía reguladora endosa la norma ASME N510-1989 para la realización de pruebas sobre los sistemas.

La igual que en el caso de la norma RG 1.52 revisión 3 y los sistemas TL-6 y TL-9, CNAT concluye que al construirse C.N. Trillo con revisiones anteriores de las normas, no cumple de forma completa la RG 1.140 revisión 2, pero propone un plan de acción para adecuarse a dicha norma. Las diferencias encontradas son similares a las encontradas en el análisis de la revisión 3 de la norma RG 1.52.

GL 80-21 “VACUUM CONDITION RESULTING IN DAMAGE TO CHEMICAL VOLUME CONTROL SYSTEM HOLDUP TANKS”

Esta Generic Letter (GL) endosa el IE Bulletin 80-05 que recomienda disponer de dispositivos que protejan de la formación de vacío en el Tanque de Control de Volumen (TCV) u otros tanques que contengan agua del primario, que podría provocar la rotura y producir un camino de descarga de efluentes radiactivos baipassando las barreras existentes.

La ITC de la NAC requería al titular completar el análisis de los sistemas de control de volumen (TA) y de almacenamiento y tratamiento de refrigerante (TD) en los siguientes aspectos:

- C.N. Trillo deberá incluir en su informe, al menos, el efecto que el fallo del sistema TS tendría sobre la concentración de hidrógeno en el depósito del TA y con qué medios cuenta para su control.
- C.N. Trillo deberá incluir en su análisis la verificación de la capacidad del sistema de aporte de gas para mantener la presión en los tanques, en caso de que la aspiración de agua desde estos sea máxima.
- C.N. Trillo deberá incluir en su informe una justificación relativa al diseño de los tanques para condiciones de vacío, incluyendo aquellos puntos que podrían constituir con mayor facilidad un potencial camino de fugas (soldaduras, válvulas, etc.).
- El Titular deberá aportar información adicional sobre el modo en el que se controla la presión sobre los tanques.

Análisis y posición del Titular

El Titular indica en su informe de NAC que la concentración de hidrógeno diluida en el condensado del sistema TA es, por diseño, 3 ppm. Una avería en el Sistema de Tratamiento de Residuos Radiactivos Gaseosos (TS) haría que el hidrógeno se segregara y quedara almacenado en el tanque. Teniendo en cuenta el tanque totalmente lleno (17 m^3), la masa total de hidrógeno en el tanque sería de 0,0045 gr. Adicionalmente indica que el fenómeno de segregación del hidrógeno disuelto en el condensado es un fenómeno lento, de manera que la pérdida de venteo de los tanques debería prolongarse durante meses para que el hidrógeno se segregara completamente del condensado.

CN Trillo ha estimado el caudal mínimo de aporte de nitrógeno al tanque y el caudal máximo de aspiración desde el tanque. Para que se mantenga la presión en el tanque, el caudal máximo de aspiración desde el tanque tiene que ser inferior al caudal volumétrico mínimo de aporte de nitrógeno. Los resultados obtenidos fueron los siguientes:

- Tanque TA20 8001: el caudal volumétrico mínimo de aporte de nitrógeno es de 1,45 m^3/h y el caudal máximo de aspiración desde el tanque es de 1,26 m^3/h .
- Tanques TD11/12/13/14/15/16 8001: el caudal volumétrico mínimo de aporte de nitrógeno es de 1,5 m^3/min en operación normal y de 0,5 m^3/min en arranque, y el caudal máximo de aspiración desde el tanque es de 0,16 m^3/min .

CN Trillo indica en su informe de NAC que los tanques analizados dentro del alcance de la GL 80-21 (depósito de control de volumen TA208001, depósitos de refrigerante TD 1 1/12/13/14/15/16 B001 y depósito de compensación de fugas TD 60 B001) están diseñados para condiciones de vacío, referenciando los documentos del fabricante. Dentro de estos documentos se incluye la comprobación de que el tanque se encuentra diseñado conforme a la normativa alemana AD-MERKBLATTER. El Titular indica en su informe de NAC que las soldaduras no suponen un potencial camino de fugas al estar diseñadas para condiciones de vacío y probadas conforme a la especificación de los depósitos.

En lo que respecta a las conexiones embridadas, el Titular indica que una sobrepresión en el exterior del tanque favorecería la compresión de sus juntas, mejorando el sellado de las uniones. Las tuberías y válvulas conectadas a los tanques están igualmente diseñadas para condiciones de vacío y, en concreto, las válvulas se consideran equipos robustos que no suponen un punto débil en caso de estar sometidas a presiones exteriores elevadas.

En el informe de NAC, el Titular ha recogido una descripción del control de la presión sobre los tanques de control de volumen (TA20B001) y de almacenamiento de refrigerante (TD11/12/13/14/15/16 B001).

RG 1.36 REV. 0 (02/1973). “NONMETALLIC THERMAL INSULATION FOR AUSTENITIC STAINLESS STEEL.”

La RG 1.36 tiene como objeto describir métodos aceptables para la selección y el uso de los aislamientos no metálicos de modo que se minimice la existencia de ciertos contaminantes, como iones de cloro y flúor, que puedan facilitar fenómenos degradatorios de corrosión bajo tensión (Stress Corrosion Cracking) en las líneas de acero inoxidable de la envolvente de presión del refrigerante primario y otros sistemas importantes para la seguridad.

Esta corrosión bajo tensión se da, principalmente, en aceros inoxidables austeníticos cuando se encuentra en contacto con iones disueltos en el agua y aumenta con la temperatura. Por esta razón, en la parte C de la Regulatory Guide se dan unas indicaciones que deben cumplir los materiales de aislamiento no metálicos que estén en contacto con aceros austeníticos utilizados en sistemas importantes para la seguridad entre las cuales destacan las pruebas de calificación y de producción.

La Instrucción Técnica Complementaria de la NAC requiere un análisis detallado de la norma indicada, y en concreto, el Análisis del cumplimiento con la figura 1 de la citada Regulatory Guide (Diagrama de Karnes).

Análisis y posición del Titular

El Titular incluye un análisis en el que se indica que la MANTA 342-G, instalada en CN Trillo, cumple con la RG. 1.36. También incluye un informe que recoge el análisis químico de dicha MANTA 342-G y demuestra su cumplimiento con la RG 1.36.

El Titular concluye que los aislamientos térmicos instalados actualmente en CN Trillo cumplen con los requisitos de la figura 1 de la RG 1.36 y propone como acción la inclusión del diagrama de Karnes en la especificación de aislamiento de tuberías con el objetivo de minimizar en la medida de lo posible los fenómenos degradatorios de corrosión bajo tensión en aceros inoxidable austeníticos.

RG 1.124 REV. 2 (02/2007). “SERVICE LIMITS AND LOADING COMBINATIONS FOR CLASS 1 LINEAR-TYPE SUPPORTS.”

Esta guía proporciona requisitos adicionales a los del código ASME III Subsección NF para el diseño de soportes de equipos de clase 1 tipo lineal. En concreto proporciona combinaciones de carga y límites de servicio adicionales que la NRC considera aceptables.

C.N.Trillo no tiene en sus Bases de Licencia esta guía reguladora en ninguna de sus revisiones anteriores a 2007, utilizando exclusivamente los requisitos de ASME III NF. El programa de cálculo que usa para este tipo de soportes utiliza los criterios de ASME III NF sin admitir modificaciones.

Análisis y posición del Titular

El Titular ha realizado una comprobación de cumplimiento de los requisitos de esta norma comprobado que existe un criterio general (documento 18-CIA-5003 “Combinaciones de carga y coeficientes de mayoración” Rev.1) que aplica un coeficiente de seguridad de 1.5 a todos los soportes nucleares, por lo que se podrían considerar intrínsecamente cubiertos los requisitos de esta norma por este conservadurismo en el diseño.

CNAT propone incluir esta norma en su RG 1.124 Rev. 2 en su documento de referencia 18-R-A-5002 “*Combinaciones de carga para soportes de tuberías. Criterios de aceptación*”

RG 1.200 (Rev .2) “AN APPROACH FOR DETERMINING THE TECHNICAL ADEQUACY OF PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT RESULTS FOR RISK-INFORMED ACTIVITIES”.

La RG 1.200 establece criterios en la posición 1 (“*A Technically Acceptable PRA*”) de la RG.1.200 sobre las características generales que tiene que tener un APS para ser técnicamente aceptable.

En la posición 2 (“*Consensus PRA Standards and Industry PRA Programs*”) de la RG.1.200 se establecen, endorsando el documento ASME/ANS-RA-Sa-2009, los requisitos que tiene que cumplir un APS de acuerdo con el estándar para de la industria americana.

La RG.1.200 incluye los siguientes elementos:

- Análisis de sucesos iniciadores (APS-N1 y APSOM).

- Análisis de criterios de éxito (APS-N1 y APSOM).
- Desarrollo de secuencias de accidente (APS-N1 y APSOM).
- Análisis de sistemas (APS-N1 y APSOM).
- Análisis de estimación de parámetros (APS-N1 y APSOM).
- Cuantificación (APS-N1, APSOM y APS-N2).
- Estados operacionales de Planta (APSOM)
- Análisis de estados de daño de planta (APS-N2).
- Análisis de progresión de accidente severo (APS-N2).
- Análisis de términos fuente (APS-N2).
- Partición en áreas de inundación (APS Inundaciones).
- Análisis de focos de Inundación (APS Inundaciones).
- Análisis de escenarios de inundación (APS Inundaciones).
- Delineación y cuantificación de los escenarios de inundación (APS Inundaciones).
- Interpretación de resultados (Nivel 1 y Nivel 2).
- Trazabilidad y Justificación (todos los APS)

Esta norma no forma parte actualmente de la base de licencia de C.N. Trillo

Análisis y posición del Titular

El Titular ha elaborado unas Tablas Comparativas en las que enumera, analiza y concluye el grado de cumplimiento de cada uno de los atributos incluidos en la posición 1 de la RG.1.200 en referencia a los distintos APS desarrollados por CNAT.

El Titular concluye que los atributos y características definidos por la Guía para los distintos elementos técnicos se cumplen en general en el APS de CN Trillo, aunque podría mejorarse siguiendo las recomendaciones identificadas en los distintos apartados. El Titular ha abierto acciones SEA para realizar cada una de ellas, con fecha prevista de cierre 31/7/2015.

Las propuestas de acciones enumeradas por el Titular son:

- Documentar las limitaciones e incertidumbres asociadas a los códigos y cálculos utilizados en la definición de los criterios de comportamiento para completar la cumplimentación de lo establecido en el elemento técnico “Análisis de Criterios de Éxito.
- En relación a la cuantificación de la FDN del APSOM presentar la contribución a la misma de cada uno de los EOPs, tal como lo establecen los atributos que define la Guía para la Cuantificación en Otros Modos. Este compromiso ya se ha incluido en la revisión F2 del APSOM.
- Incluir en los análisis de Nivel 1 un apartado que identifique las incertidumbres asociadas a los análisis, hipótesis, modelos, etc.
- Mejorar la documentación de los análisis de inundaciones con el fin de facilitar su trazabilidad, las actualizaciones y las revisiones independientes.

Además el Titular concluye que el proceso para la actualización y mantenimiento de su APS responde a lo establecido por la GS.1.15.

El Titular no ha analizado la adecuación de sus APS a la posición 2 de la RG 1.200.

GL 80-02 “QUALITY ASSURANCE REQUIREMENTS REGARDING DIESEL GENERATOR FUEL OIL”

Actualmente, esta norma no forma parte de la base de licencia de C.N.Trillo

La GL 80-02 requiere que el combustible de los generadores diesel sea considerado como “Safety related” y por consiguiente que esté sometido al Programa de Garantía de Calidad de la instalación. Se requiere de los Titulares que comprueben si el gasoil de los generadores diesel está sometido al programa de garantía de calidad. Adicionalmente, esta GL indica que la RG 1.137 describe un método aceptable para cumplir con los requisitos reguladores y para asegurar la calidad del gasóleo.

La GL 80.02 se incluyó en la ITC de NAC de C.N. Trillo, ya que el CSN identificó la necesidad de que el Titular clarifique en su análisis el proceso de homologación de los suministradores del gasoil e incluya un análisis comparativo de normas y requisitos del gasoil para los generadores diesel de CC NN según RG 1.137 (Norma ASTM D975, RD 1088/2010 y Manual MTU), justificando las desviaciones identificadas en dicha comparación.

Análisis y posición del Titular

Previamente, en el proceso de NAC, esta norma había sido objeto de análisis por CN Trillo. El Titular justificaba el cumplimiento con esta GL, basándose en que el suministro de gasoil se clasifica como relacionado con la seguridad y que el suministrador del gasoil para C.N. Trillo, CEPESA, es un suministrador cualificado para este suministro. Por otra parte, C.N. Trillo considera que la calidad del gasoil está asegurada porque C.N. Trillo realiza un control de más parámetros de los exigidos en la normativa siguiente: GL 80.02, RG 1.137, ANSI N.195 y normativa española (RD 1088/2010).

En cuanto al proceso de homologación de los suministradores del gasoil el Titular, en el documento de la RPS, indica que la evaluación del suministrador de gasoil para los GD de emergencia y salvaguardia se hace anualmente en base a una combinación de métodos contemplados en la UNE 73 401 (certificación ISO 9001, revisión de la documentación que acompaña el producto generada por el suministrador y revisión de los registros derivados de los requisitos de vigilancia del gasoil).

El Análisis comparativo de las normas y requisitos del gasoil se presenta en forma de una tabla comparativa de requisitos relativos al gasoil para generadores diésel de emergencia y salvaguardia de CN Trillo (datos del procedimiento de vigilancia de CN Trillo, norma ASTM 975, RD 1088/2010 y MTU). De ese análisis CN Trillo concluye lo siguiente:

- Se considera que el procedimiento de vigilancia de la calidad del gasoil con destino a los generadores diésel de emergencia y salvaguardia, cumple con los requisitos establecidos en el RD 1088/2010 y los requisitos del fabricante de los motores diésel de salvaguardia y de emergencia (MTU) recogidos en su manual.
- Se propone la revisión del procedimiento de vigilancia de la calidad del gasoil de los generadores diésel de emergencia y de salvaguardia para incorporar las siguientes modificaciones:
 - Incluir requisito de escala de corrosión del gasoil sobre lámina de cobre, estableciendo como valor de aceptación la escala 1, de acuerdo con los métodos de ensayo ASTM D130 o ISO EN 2160.
 - Incluir requisito de concentración máxima de componentes aromáticos al valor indicado por el fabricante ($\leq 7\%$).

KTA 3706 “ENSURING THE LOSS-OF-COOLANT-ACCIDENT RESISTANCE OF ELECTROTECHNICAL COMPONENTS AND OF COMPONENTS IN THE INSTRUMENTATION AND CONTROLS OF OPERATING NUCLEAR POWER PLANTS”. ED. 2000-06

La KTA-3706 aplica a centrales nucleares en operación, y tiene por objeto verificar la validez de la cualificación ambiental, para accidentes con pérdida de refrigerante primario, de aquellos componentes eléctricos y de instrumentación y control que son necesarios para mitigar dichos accidentes en las centrales nucleares. Adicionalmente la propia norma indica que los criterios en ella establecidos se dirigen también a definir una metodología para complementar la calificación de aquellos componentes que no dispongan de documentación justificativa de su calificación, o bien de aquellos cuya documentación no sea completa, para evaluar el periodo de validez de la calificación (vida calificada) de los componentes, así como para el posible aumento de dicho periodo para los componentes que lo precisen (extensión de vida calificada).

Actualmente esta norma es Base de Licencia en C.N. Trillo como requisito para la validación de la calificación ambiental de equipos eléctricos y de I&C para las condiciones de LOCA con las siguientes excepciones en su aplicación:

- La instrumentación de KWU cubierta por las KTA 3502/3505 no tuvo ensayos por envejecimiento térmico en su calificación.
- La calificación de equipos postaccidente a largo plazo se ha hecho para 100 días en vez de 1 año.

La filosofía/metodología de calificación ambiental aplicada en Alemania, previamente a la emisión de la KTA 3706 en el año 2000, no confiaba en el concepto de la vida calificada (al contrario que la normativa americana). Por tanto, para algunos equipos de KWU no se realizaron ensayos de envejecimiento térmico y/o por radiación y la vida calificada se estimó en base a análisis de los materiales del equipo. En la KTA 3706 se indica ahora que

“es necesario establecer un periodo demostrado de resistencia al LOCA” (se entiende que se trata de la vida calificada).

El CSN consideró necesario requerir al Titular, dentro del proceso NAC, un análisis detallado de las excepciones al cumplimiento de esta norma, una valoración de las mismas y, en su caso, que presentase una propuesta para solucionarlas.

Análisis y posición del Titular

CN Trillo indica que el alcance de la KTA-3706 afectaría a los *Componentes eléctricos y de I&C, instalados en los edificios ZA (Contención) o ZB (Anillo y cámara válvulas) y con función de seguridad en las condiciones de accidente aplicables*, suministro KWU, cubiertos por normativa alemana.

En cuanto a la verificación del estado de calificación de los equipos, CN Trillo indica que los requisitos de la KTA-3706 (secciones 4, 5, y 6) se resumen en lo siguiente:

- Identificar todos los componentes eléctricos y de I&C sometidos a condiciones de accidente y requeridos para mitigar sus efectos.
- Identificar las condiciones ambientales en servicio y los requisitos funcionales aplicables a dichos componentes, dependiendo de la zona de instalación en planta y el tiempo requerido de funcionamiento.
- Verificar y documentar la capacidad de dichos componentes para cumplir su función de seguridad bajo las condiciones de operación normal y las condiciones de LOCA.

La justificación aportada por CN Trillo para afirmar que su Programa de Calificación Ambiental se ajusta a los requisitos de la KTA 3706 es la siguiente:

- Para todos los componentes eléctricos y de I&C relacionados con la seguridad se identifica el tipo de accidente que le aplica y el requisito funcional para dicho accidente.
- C N Trillo dispone de un documento que incluye los componentes requeridos según la KTA-3706, indicada en el punto anterior y se resumen los resultados del proceso de calificación aplicado a cada uno de ellos.
- Las condiciones ambientales aplicables a cada componente se especifican en el ICA y se obtienen de documentos del proyecto.
- Todos los equipos y componentes, o partes de los mismos, calificados para un tiempo inferior a 40 años se identifican en el ICA, donde se especifican asimismo las actividades requeridas de mantenimiento de la calificación.

En relación con la definición de una vida calificada requerida por la KTA-3706 (apartados 3.1 y 3.2), CN Trillo, puntualiza que en el ICA se recoge una vida calificada para los componentes localizados en ambiente severo, obtenida mediante ensayos de envejecimiento acelerado con la excepción de los componentes de instrumentación cubiertos por la KTA 3505. Para estos componentes se han aplicado las pruebas de

idoneidad requeridas por dicha norma sin haberse obtenido una vida calificada específica desde el punto de vista del envejecimiento térmico.

En cuanto al periodo post accidente, el apartado 6.2 de la KTA-3706 describe los requisitos generales que deben cumplir los procesos de calificación por ensayo e indica que para aquellos equipos con un tiempo de operación requerido después del accidente superior a 24 horas, debe cualificarse para un periodo post accidente de 1 año, excepto si se justifica que las condiciones correspondientes a dicho periodo no afectan a la capacidad funcional del componente.

CN Trillo justifica lo anterior indicando que: “para dichos equipos se ha considerado en su análisis de calificación un periodo de 100 días, si bien se ha comprobado que quedan calificados para un periodo post accidente de 1 año”.

Como resultado del análisis realizado, CN Trillo considera que los equipos eléctricos y de I&C suministro de KWU, incluidos en su Programa de Calificación Ambiental cumplen, con las excepciones indicadas, con los requisitos de la KTA-3706 y justifica estas excepciones de la forma siguiente:

- La instrumentación suministrada por KWU cubierta por la KTA-3505 fue sometida a la secuencia de ensayos requerida por dicha norma, habiéndose obtenido su vida calificada en base a las dosis de radiación aplicadas, lo cual correspondió con las prácticas aplicadas y aceptadas por KWU.
- El envejecimiento térmico que se aplica según la KTA-3505 no determina una vida calificada para los componentes, pero se controla su posible degradación por la aplicación de pruebas repetitivas.

En base a lo anterior, CN Trillo indica que se ha justificado que no es necesario tomar acciones para justificar las diferencias entre lo requerido por la KTA-3706 y lo aplicado en la central.

Mediante la carta ATT-CSN-009052 de 30 mayo de 2014, CN Trillo ha remitido informe 18-FZ-5012 revisión 1, [ref.6], en cuyo apartado 9 se aporta información adicional, solicitada por el CSN, en relación con las excepciones al cumplimiento de la KTA-3706, según se describe a continuación:

a) Justificación del periodo post accidente.

Se incluye una tabla en la que se identifican todos los equipos con tiempo de funcionamiento superior a 24 horas y se especifica para cada uno de ellos:

- Valores de temperatura calificada y requerida en caso de accidente.

- Valores de la dosis de radiación calificada y de las dosis requeridas en operación normal, en accidente+100 días y en accidente+1año.

En la tabla se identifican un total de 404 equipos y se puede comprobar, tal como afirma CN Trillo, que todos ellos están calificados para el tiempo post accidente requerido de 100 días. Asimismo se comprueba que los valores de temperatura y radiación calificados, aportan un margen suficiente para cubrir un periodo de 1año, en la mayoría de los casos. Únicamente en el caso de 19 equipos la dosis calificada no sería suficiente para cubrir a la requerida en un año, si bien esta última no es significativa (del orden de 0,5 Mrads) por lo que se estima que no debería afectar al funcionamiento de dichos equipos, aun en el caso de que estos tuvieran que funcionar realmente más allá de los 100 días especificados.

Se debe indicar que, el tiempo de funcionamiento en post accidente requerido para cada equipo depende del diseño específico de cada central y no tiene que ser necesariamente de 1 año como se indica en la KTA-3706. En el caso de CN Trillo se ha considerado que 100 días es un periodo conservador y que responde a lo requerido por la especificación que se consideró por KWU como aplicable para el diseño de CN Trillo.

b) Justificación de la vida calificada de los equipos KWU

En el informe 18-FZ-5012 revisión 1, CN Trillo incluye una tabla en la que se identifican todos los equipos e instrumentos con función post accidente y requeridos de calificación sísmica o ambiental de acuerdo con la KTA-3502, y en la que se especifican sus tipos, modelos, ubicación en planta, norma de calificación aplicada y vida calificada definida. Según se puede comprobar en la tabla y para un total de 36 equipos, el proceso de calificación ambiental se realizó de acuerdo con la KTA-3505, por lo que no tienen una vida calificada asignada.

Asimismo en el apartado 9.b.2 del informe se incorpora una nueva tabla, en la que se listan los 256 equipos e instrumentos de la central calificados de acuerdo a la KTA-3505, y se especifican sus principales características así como las referencias de las pruebas de vigilancia y/o procedimientos de mantenimiento preventivo que se les han aplicado en los últimos 5 años.

Para 4 sensores de temperatura (código M515) y 6 solenoides (código L74W), CN Trillo indica que no disponen de procedimientos de mantenimiento preventivo y que se analizará la posible implantación de pruebas repetitivas sobre los mismos.

En relación al resto de los instrumentos, CN Trillo indica que se someten anualmente a las pruebas funcionales especificadas, para las cuales están establecidos criterios de aceptación y tolerancias admisibles, “que controlan el correcto estado de los instrumentos”.

KTA 1508 (NOV/2006): “INSTRUMENTATION FOR DETERMINING THE DISPERSION OF RADIOACTIVE SUBSTANCES IN THE ATMOSPHERE”

Esta norma establece los requisitos aplicables a la instrumentación para determinar la dispersión de sustancias radiactivas en la atmosfera en relación con parámetros a obtener; montaje, características, pruebas, mantenimiento y reparaciones de la instrumentación de medida así como tratamiento de los valores medidos.

La revisión de 1988 de esta norma figura en la base de licencia (BL) de la C N Trillo.

Análisis y posición del Titular

El Titular, tras analizar el contenido de esta norma, concluye que su contenido técnico es menos restrictivo que el establecido en la USNRC RG 1.23 (Rev. 1); en particular en lo que se refiere a las características de la instrumentación meteorológica y a su frecuencia de calibración. La RG 1.23 es la norma requerida al resto de centrales nucleares españolas sobre el programa de medidas meteorológicas, y C.N. Trillo la ha aplicado ya al renovar su propia instrumentación.

KTA 2201.1 (NOV/2011): “DESIGN OF NUCLEAR POWER PLANTS AGAINST SEISMIC EVENTS (PRINCIPLES)”

Esta norma establece los requisitos aplicables en el diseño sísmico de componentes y estructuras para cumplir con los objetivos de protección relativos a control de la reactividad, refrigeración del combustible, confinamiento de sustancias radiactivas y limitación de la exposición a radiaciones en centrales nucleares de agua ligera.

La revisión de 1990 de esta norma figura en la base de licencia (BL) de la C N Trillo.

Análisis y posición del Titular

El Titular indica que en el diseño sísmico de CN Trillo, se aplicaron criterios anteriores a la primera edición de esta KTA, si bien dichos criterios cubren lo requerido en la edición de 1990 y, por tanto, se consideró aplicable en su momento, salvo en lo relativo a los espectros de respuesta. Para estos, se requirió, de acuerdo con la Autorización de Construcción (AC), la RG 1.60. Las aceleraciones fijadas en la AC, cumplen lo requerido por la KTA. Para los requisitos relativos a instrumentación e inspecciones post-sismo se considera la RG 1.167.

En lo relativo a la determinación probabilista del sismo base de diseño, en los años 90 se desarrollaron diversos estudios para determinar los sismos a considerar en los estudios probabilistas (IPEEE). La probabilidad de superación del sismo base de diseño fijado para CN Trillo es de 3,96 ($10E^{-5}$), que es ligeramente superior al indicado en la KTA.

Más allá de lo requerido por la KTA, en CN Trillo se aplicó la metodología de márgenes sísmicos de EPRI, con el criterio de 0,3g (componente horizontal). Dentro de las mejoras propuestas y posteriormente requeridas tras el accidente de Fukushima, se van a implantar

mejoras que garantizan el cumplimiento de dicho margen sísmico en los equipos requeridos en tal escenario.

El Titular considera la norma como aplicable a CN Trillo con la excepción de lo indicado en el tratamiento probabilista, ya que CN Trillo sigue en esos aspectos, otra metodología (IPEEE), requerida por el CSN en su día (GL80-20 de la NRC).

RG 1.23 (REV. 1, MARZO/2007) “METEOROLOGICAL MONITORING PROGRAMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS”.

Esta RG proporciona una guía aceptable para la NRC para la elaboración de un programa para la recolección de datos meteorológicos básicos necesarios para apoyar el licenciamiento y operación de la planta.

Trata sobre la toma de datos cubiertos por los requisitos de los 10CFR partes 50 y 52.

La revisión 0, de 1972, de esta norma figura en la base de licencia (BL) de la C N Trillo.

Análisis y posición del Titular

El Titular indica que ha realizado la evaluación completa y detallada del cumplimiento de la RG 1.23- rev1. El resultado es que el sistema meteorológico de la C.N. Trillo compuesto por una torre principal con tres niveles de medida y una torre de reserva con un nivel de medida, cumple la gran mayoría de los requisitos extraídos de la RG 1.23-rev1.

El Titular realiza una propuesta de acciones de mejora que se pueden realizar para completar el cumplimiento de los requisitos no contemplados en su totalidad. En su mayoría se refieren a mejoras en la torre meteorológica y en la instrumentación situada en la misma.

G.L. 89-22 (OCT /1989): “POTENTIAL FOR INCREASED ROOF LOADS AND PLANT AREA FLOOD RUNOFF DEPTH AT LICENSED NPP DUE TO RECENT CHANGE IN PMP CRITERIA DEVELOPED BY THE NATIONAL WEATHER SERVICE” .

La GL actualiza los valores de la precipitación máxima previsible (PMP) considerando informes hidrometeorológicos publicados recientemente.

Los nuevos valores de PMP representan lluvias más intensas que tienen como resultado inundaciones más agresivas que penalizan más a las estructuras cuyas cubiertas se inundan.

Los nuevos valores de inundaciones se obtienen a partir de valores de máximas inundaciones probables en arroyos y ríos resultantes de los informes hidrometeorológicos.

Como consecuencia de la consideración de un aumento en la intensidad de las tormentas, la reducción de los intervalos de tiempo y una reducción de la superficie estudiada, se obtiene

un aumento en las cargas por inundación sobre los edificios que deben de ser consideradas en los estudios previos de diseño.

Análisis y Posición del Titular

El Titular indica que los niveles de inundación resultado de las nuevas consideraciones para la determinación de la PMP, afectan a las estructuras contenedoras de elementos radiactivos de dos formas:

- Aumento en la carga de cubierta debida a inundación.
- Posibilidad de entrada de agua en los edificios por las puertas de acceso a las cubiertas.

Tras realizar las comprobaciones pertinentes el Titular asegura que las cubiertas de C N Trillo son suficientemente resistentes como para soportar la máxima carga de inundación posible. Esta carga se corresponde con un nivel de inundación que alcanzase una cota de agua de igual altura que la de los petos existentes en cubierta. Esta situación sería excepcional y solo se daría en el caso muy improbable del cegado total de todos los sumideros y aliviaderos de cubierta.

Por otro lado, en el cuaderno 18-CC-17103 “Drenaje de las Cubiertas de Edificios” se presentan los niveles máximos esperables de agua en la cubierta por inundación para los periodos de retorno de 10.000 y 1.000.000 años.

Considerando esos niveles de inundación, resultado de la máxima intensidad de lluvia esperable y de la capacidad de desagüe de las cubiertas, el Titular concluye que es necesario dar estanqueidad al acceso a la cubierta del edificio ZY4 (Almacén Temporal Individualizado).

KTA-1203: “REQUIREMENTS FOR THE ACCIDENT MANAGEMENT MANUAL” (11/2009)

La KTA 1203 rev. 2009, afecta al contenido y al formato del Manual de Gestión de Accidentes. En esta norma se muestra un esquema del contenido que debe tener el Manual de Gestión de Accidentes.

El ámbito de aplicación de la KTA 1203 son aquellas situaciones que estén más allá de la base de diseño de la central. Para este tipo de situaciones CN Trillo cuenta con el Manual de Accidentes Severos (MAS).

El CSN decidió incluir esta norma en la ITC de la NAC en el apartado de "normativa que requiere análisis" ya que se considera que los apartados que dedica al *Emergency Manual* son aplicables al Manual de Accidentes Severos de C N Trillo. Actualmente se está tratando en el CSN la emisión de normativa para el desarrollo de futuras Guías de Gestión de Accidentes Severos para C.N. Trillo en el marco de las actuaciones derivadas de Fukushima

y que, por otro lado, esta KTA-1203 regularía el Manual de Accidentes Severos vigente en C.N. Trillo, el cual podría verse afectado por el desarrollo de las citadas Guías.

Análisis y posición del Titular

El Titular indica que los requisitos aplicables a la parte 1 (Requisitos administrativos) del Manual de Gestión de Accidentes indicados en la KTA, están incluidos en el Plan de Emergencia Interior.

En lo que respecta a la parte 2 (Medidas para la gestión de la emergencia), el Titular, tras realizar un análisis detallado de los subapartados que se especifican en la KTA, concluye que gran parte de esos requisitos se cumplen en los diferentes capítulos del Manual de Accidentes Severos de C N Trillo.

Adicionalmente a esta conclusión general, el análisis del Titular identifica un aspecto particular, consistente en que los dispositivos de comunicación no están detallados en los capítulos del MAS de C.N. Trillo, como requiere la KTA. El Titular indica que revisará los capítulos del MAS en relación con los dispositivos de comunicación y que incorporará la práctica realizada en las centrales alemanas.

RSK-417-06/09: “REQUISITOS APLICABLES A LA DETERMINACIÓN DEL NÚMERO MÍNIMO DE PERSONAS POR TURNO EN CENTRALES NUCLEARES PARA GARANTIZAR UN CONTROL SEGURO DE LA OPERACIÓN” (2009).

La RSK 417 hace referencia a un suceso ocurrido el 26/06/2007 en la central nuclear de Krümel, en el que el jefe de turno se ausentó de la sala de control para dirigir la extinción de un incendio del transformador principal. A raíz de este suceso, la RSK emitió esta recomendación en la que se establece el número mínimo de personas por turno.

La RSK requiere que como mínimo en la sala de control debe haber siempre un jefe de turno o ayudante del jefe de turno y un operador del reactor y establece la ocupación requerida de la sala de control en caso de ocurrir un suceso.

El CSN concluyó que el análisis de esta norma en el informe PRE-NAC de julio de 2012 no era completo, en cuanto al número mínimo de personas necesario y en cuanto a la no presentación por parte del Titular del análisis justificativo siguiendo los criterios metodológicos establecidos en la RSK.

El CSN ha requerido al Titular el análisis incluido en la RSK en el marco de las actuaciones e ITCs derivadas de Fukushima. El CSN estimó que ambos análisis sobre dotación de personal, no son incompatibles, sino más bien al contrario, deberían ser compatibles, coordinados y coherentes, por ello decidió que esta RSK se incluyera en el proceso de la NAC.

Análisis y posición del Titular

El Titular en su informe de NAC indica que al disponer de normativa nacional relacionada con la composición del turno, esta RSK no sería aplicable a CN Trillo. No obstante ha realizado el análisis de cumplimiento con la RSK concluyendo que la composición y funciones del turno de operación y servicio cubren con lo establecido en dicha RSK, en base a lo establecido en el Plan de Emergencia Interior (PEI) de CN Trillo. Adicionalmente, en respuesta a lo requerido por el CSN en las ITC post-Fukushima, CN Trillo analizó en 2012, la organización de emergencia establecida en la revisión de agosto de 2012 del PEI, concluyendo en una propuesta para reforzar la organización de emergencia actual mediante la incorporación de seis personas adicionales.

BTP 6-4 “CONTAINMENT PURGING DURING NORMAL PLANT OPERATIONS”

La carta genérica GL 79-46 “Containment purging and venting during normal operations” y la BTP 6-4 CSB 6-4 “CONTAINMENT PURGING DURING NORMAL PLANT OPERATIONS tratan sobre diferentes aspectos de las válvulas de purga y venteo de la contención (tiempos de cierre, operabilidad, etc.). Estas normas establecen requisitos sobre el diseño, funcionamiento y operabilidad de las válvulas de los sistemas de purga y venteo de la contención en operación normal y también en un accidente base de diseño (ABD). Son aspectos muy importantes en ellas los relacionados con la operabilidad de estos sistemas en condiciones de accidente, tanto en lo referente a la capacidad de llevar las válvulas a su posición segura como en cuanto a mantener la estanquidad requerida a la barrera de la contención como medio último contra la liberación de productos radiactivos al exterior. Dentro de los aspectos de diseño cabe mencionar la resistencia e integridad estructural frente a las tensiones producidas durante el cierre de válvulas en las condiciones de un LOCA que se establecen en la GL 79-46 *Containment Purging and Venting During Normal Operation-Guidelines for Va/ve Operability*, Sept. 1979 y en la posición 1A de la BTP.

Mediante la GL 79-46 la NRC requiere a las centrales la implantación de un programa de cualificación de las válvulas de aislamiento de purga y venteo de la contención siguiendo las directrices que la NRC establece en la propia GL. La operabilidad de las válvulas debe demostrarse mediante análisis, pruebas en banco, pruebas in-situ o mediante combinación de los anteriores.

La BTP CSB 6-4 *Containment Purging during Normal Plant Operations*, Rev.3 Marzo 2007, diferencia funcionalmente las válvulas que pueden encontrarse abiertas en operación normal (el denominado sistema de purga on-line, en C N Trillo sistemas TL-8 y TL-17), frente a las válvulas de mayor diámetro que suelen emplearse para acondicionar la atmósfera de la contención para iniciar los trabajos de recarga (en C N Trillo sistemas TL-16 y TL-26), que deben estar enclavadas cerradas en operación normal, según establece la norma.

Coherentemente con la BTP, el NUREG-1431, estándar de referencia para las ETF de C N Trillo, establece que las válvulas de 24" permanezcan cerradas en los modos de operación 1 a 4 y su posición verificada cada 31 días, sin posibilidad alguna de apertura. Respecto a las

válvulas del sistema de purga on-line, también establece que se verifiquen cerradas cada 31 días, excepto cuando se abran para operaciones relacionadas con la seguridad (control de presión, ALARA o pruebas de vigilancia).

C N Trillo se acoge a la normativa alemana aplicable al asilamiento de la contención, KTA-3404, y a los sistemas de ventilación, KTA-3606. Tanto la BTP como la GL son base de licencia de C.N. Trillo. La GL, que es anterior a 1983, se incluye por su relación con la BTP.

Este entorno normativo diverso ha motivado que algunos aspectos del cumplimiento con la normativa americana se hayan evaluado bajo consideraciones más propias del origen del proyecto, como es el caso de las válvulas de 24" de purga en parada, para las que ha sido analizado el cumplimiento con cada uno de los puntos de la BTP.

La ITC de la NAC requiere analizar el cumplimiento con la BTP CSB 6-4, en primer lugar minimizando el uso del sistema de purga on-line de 12", conforme a la posición 83 y, en segundo lugar, analizando el cumplimiento general de la norma para las válvulas de alta capacidad (24") utilizadas a "presión reducida del primario" (sistemas TL16/TL26), dado que en CN Trillo no se encuentran enclavadas cerradas en todos los estados operativos de los modos de operación 2 y 3, contrariamente a lo requerido en la BTP.

Análisis y posición del Titular

Las ETF de C N Trillo 4.5.1 (fugas del recinto de contención) y 4.5.2 (aislamiento de la contención), requieren la operabilidad y estanquidad de estas válvulas de 24" en los modos 1, 2, y 3, pero sin indicación explícita de que se encuentren enclavadas cerradas ni de la vigilancia de que se encuentren cerradas cada 31 días, a diferencia del NUREG-1431.

Se restringe su apertura a los modos de presión reducida del primario mediante un enclavamiento que impide su apertura cuando la presión es ≥ 35 bar ó la temperatura es $\geq 180^{\circ}\text{C}$. Este bloqueo se prueba por medio de procedimiento, que no responde a un requisito de vigilancia (RV), a pesar de que el apartado 4.4 (3) de la KTA-3404 requiere esta comprobación durante las pruebas de operabilidad de las válvulas.

El Titular aporta información sobre la operabilidad de las válvulas en base a la especificación de compra, que incluye también información de las características sismo-resistentes y otros aspectos de diseño orientados a garantizar el cierre rápido en 3". Sin embargo, la tabla 4.5.2-1 de las ETF recoge un tiempo máximo de accionamiento de 10", siendo éste el criterio de aceptación de los procedimientos de vigilancia (PV) de la operabilidad. Por otra parte, se muestran resultados obtenidos en estas pruebas, con tiempos de cierre inferiores a 3".

Con respecto al uso de la purga en los modos de parada, el Titular manifiesta que los tiempos de operación en el modo 3 son muy reducidos (aproximadamente, 7 horas), explicando que la puesta en servicio se realiza en torno a 120°C , alcanzándose el modo 4 de

operación unas 5.5 h después, tras el enfriamiento hasta 50°C. En los arranques el tiempo entre los 50°C y 120°C es de 3.5h, aunque se indica que no siempre es necesario alinear este sistema de purga.

El Titular, basándose en estas consideraciones, no analiza los apartados B5A y B5C, relativos, respectivamente, a las consecuencias radiológicas post-LOCA y al impacto sobre la eficacia de los sistemas de refrigeración de emergencia, suponiendo que estas válvulas se encontrasen abiertas en caso de LOCA. El Titular indica que se acoge a la normativa alemana, que le permite descartar el análisis de LOCA en los modos de baja presión del RCS.

De acuerdo con ello, el Titular considera que satisface la BTP CSB 6-4, tanto en los apartados de aplicación directa como en los que considera no aplicables, por acogimiento a la normativa alemana. No obstante, propone modificar las ETF para (i) requerir un tiempo de cierre de las válvulas de 5" en lugar de 10" en la tabla 4.5.2-1 y en el Procedimiento de Vigilancia correspondiente y (ii) incluir entre las pruebas requeridas por ETF la verificación del bloqueo de apertura de las válvulas de purga de 24".

Respecto a las válvulas de 12" (sistema de purga on-line) el Titular aporta la información requerida para cumplir con la ITC, y manifiesta cumplir con todos los apartados de la BTP, a pesar de su práctica operativa de no restringir la apertura del sistema de purga on-line en operación normal, contrariamente a como se establece en el NUREG- 1431.

En general, para las válvulas de purga, tanto de 12" como de 24", el Titular analizó y documentó el plan de pruebas de inspección en servicio, bajo los criterios impuestos a los sistemas de ventilación en la KTA 3601, Rev.2005. La tabla 7 .1 de dicha norma contiene los criterios de prueba, cuyos apartados 5 y 6 aplican a las válvulas de aislamiento de 12" y 24", respectivamente y son coherentes con la tabla 4-2 de la KTA-3404. Su cumplimiento se analiza por tratarse de requerimientos de prueba que responden a requisitos de aislamiento de contención.

Si bien el Titular considera satisfechos los requerimientos de vigilancia de la tabla 4-2 de la KTA-3404, las frecuencias de prueba del Titular no se ajustan a ello; concretamente, C N Trillo realiza la medida del tiempo de accionamiento de las válvulas de 12" cada recarga, en lugar de semestralmente, como está requerido en la KTA.

3. EVALUACIÓN

La evaluación ha comprendido, tanto el estado de cumplimiento de las diferentes Condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias establecidas al titular al concederle la Autorización de Explotación en vigor, como la valoración de los diferentes aspectos asociados a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación: Revisión Periódica de la Seguridad y cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada.

En el Suplemento 1 a la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluye el 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. Todas ellas han sido cumplidas.

Adicionalmente, se presenta la evaluación de los resultados del programa de supervisión del CSN del funcionamiento de C. N. Trillo (SISC) así como un resumen de las actuaciones coercitivas llevadas a cabo por el CSN en el período cubierto por la RPS.

La evaluación del CSN ha identificado una serie de deficiencias en la información aportada, que ha comunicado al titular mediante cartas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, para que las tenga en cuenta y las subsane en la revisión de la RPS que tiene que remitir al CSN, asimismo se ha identificado la necesidad de completar los análisis de algunas de las normas incluidas en la NAC, por lo que se requiere al titular la revisión de los mismos mediante ITC .

La evaluación del CSN ha identificado las acciones a realizar por el Titular CN Trillo que se deben imponer mediante requisito específico, bien mediante las condiciones correspondientes de la renovación de la AE o bien mediante las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) asociadas a dicha renovación.

La evaluación ha sido llevada a cabo por las diferentes Áreas especialistas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) y de la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR) del CSN. Se ha desarrollado siguiendo la planificación y distribución de responsabilidades establecidas en el documento CSN/GEL/CNTRI/TRI/1312/06 “Guía de evaluación del licenciamiento de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de C. N. Trillo”. Se han emitido un total de 35 informes de evaluación. En el apartado 3.1 se incluyen las referencias de los citados informes.

En los apartados siguientes se recapitula la valoración de los diferentes aspectos que han sido objeto de evaluación.

3.1 Referencia y título de los informes de evaluación

- CSN/IEV/GEMA/TRI/1403/693_2. “Evaluación de la RPS de C.N. Trillo. aspectos relacionados con el comportamiento de equipos (regla de mantenimiento) y con el mantenimiento preventivo y correctivo. rev. 1”.
- CSN/IEV/GEMA/TRI/1403/694 “Evaluación de la revisión periódica de la seguridad de C.N. Trillo: programa de inspección en servicio (apartado 5.5.2)”.
- CSN/IEV/GEMA/TRI/1403/695 “Informe de evaluación de la revisión Periódica de seguridad de C.N. Trillo. Aspectos relacionados con la gestión de vida.
- CSN/IEV/ARAA/TRI/1403/696. Evaluación del informe SL-13/038 de Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de C.N. Trillo, en lo relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos especiales.

- CSN/IEV/ARBM/TRI/1403/697. Informe de evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de la CN Trillo en relación con los residuos de baja y media actividad y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (rev.5).
- CSN/NET/GACA/TRI/1403/314. Evaluación de la respuesta de CN Trillo a la ITC sobre NAC, en particular, para la normativa solicitada por el Área GACA.
- CSN/IEV/INSI/TRI/1404/699 “Evaluación de la documentación asociada al proceso de normativa de aplicación condicionada (NAC) relativa a los sistemas de ventilación de C.N. Trillo”.
- CSN/IEV/GEMA/TRI/1404/702 “Informe de evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad de C.N. Trillo. Calificación Ambiental de Equipos (apartado 5.5.4)”.
- CSN/IEV/GEMA/TRI/1404/703. Evaluación del análisis de C.N. Trillo sobre la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) competencia del área GEMA (KTA 3706).
- CSN/IEV/CITI/TRI/1405/704. Evaluación parcial (Área CITI) del informe sobre “Revisión Periódica de Seguridad” presentado por C .N. Trillo en 2013. Aspectos relacionados con el emplazamiento.
- CSN/NET/IMES/TRI/1405/318 “Evaluación de la respuesta de C.N. Trillo (CNT) a la ITC sobre Normativa de Aplicación Condicionada (NAC). Alcance Área IMES”
- CSN/IEV/APRT/TRI/1406/708 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de la central nuclear de Trillo, del periodo comprendido entre los años 2002- 2012. Aspectos relacionados con la Protección Radiológica Operacional.
- CSN/IEV/AVRA/TRI/1406/709 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de CN Trillo (Ref. SL-13/038): aspectos relacionados con la vigilancia radiológica ambiental.
- CSN/IEV/GACA/TRI/1406/710 “Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad de CN Trillo en los aspectos relacionados con la Garantía de Calidad
- CSN/IEV/AEON/TRI/1406/711 "Informe sobre análisis de experiencia operativa y normativa para la revisión periódica de seguridad de la Central Nuclear de Trillo"
- CSN/IEV/OFHF/TRI/1406/712 Evaluación de la RPS de C. N. Trillo. Evaluación del Análisis de Fiabilidad Humana en el Análisis Probabilista de Seguridad.
- CSN/IEV/INSI/TRI/1406/713 “Evaluación de la documentación enviada por el Titular a la petición de información adicional (PIA) asociada al proceso de

normativa de aplicación condicionada (NAC) relativa a los sistemas de ventilación. CN. Trillo”

- CSN/IEV/OFHF/TRI/1406/715. Informe de evaluación del Programa de Evaluación y Mejora de la Seguridad en Organización y Factores Humanos presentado en la Revisión Periódica de la Seguridad para la renovación de la Autorización de Explotación de la CN Trillo
- CSN/IEV/OFHF/TRI/1406/716. Evaluación de la RPS de C. N. Trillo. Evaluación del programa de cultura de seguridad.
- CSN/IEV/INEI/TRI/1406/718. “Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de CN Trillo. Sistemas Eléctricos y Sistemas de Instrumentación y Control”.
- CSN/IEV/INEI/TRI/1406/719 “Evaluación de la RPS de CN Trillo. Aspectos relacionados con sistemas eléctricos y sistemas de instrumentación y control” MD
- CSN/IEV/AAPS/TRI/1406/720. Informe de evaluación del APS de la C. N. Trillo en el marco de la Revisión Periódica de Seguridad.
- CSN/IEV/AAPS/TRI/1406/721. Evaluación de la revisión periódica de la seguridad de C. N. Trillo (SL-13/038) en los aspectos de protección contra incendios.
- CSN/IEV/INSI/TRI/1406/722. CN Trillo. Evaluación del área INSI del informe NAC en lo que respecta a las normas relacionadas con el área de Ingeniería de Sistemas {excepto sistemas de ventilación}
- CSN/IEV/INSI/TRI/1406/722 Supl.1. CN Trillo. Evaluación del área INSI del informe NAC en lo que respecta a las normas relacionadas con el área de Ingeniería de Sistemas (excepto sistemas de ventilación). Informe suplementario.
- CSN/IEV/INSI/TRI/1406/724. CN Trillo. Evaluación del informe de Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) asociada a la solicitud de la Autorización de Explotación dentro del alcance de las competencias del área INSI.
- CSN/IEV/IMES/TRI/1407/725. Título: RPS de C. N. Trillo (cap. 5.4.4.5, 5.4.4.6, 5.4.4.7 y 5.4.4.8).-evaluación del estado de calificación sísmica de equipos y programa de dedicación de componentes.
- CSN/IEV/AEIR/TRI/1407/728. Evaluación de la segunda Revisión Periódica de la Seguridad de C. N. Trillo en los aspectos relacionados con los efluentes radiactivos y su impacto en el público.
- CSN/IEV/OFHF/TRI/1407/729. Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Trillo propuesta por el área OFHF.
- CSN/IEV/INNU/TRI/1407/731. Informe de evaluación de los trabajos asociados a la determinación de la causa raíz del aumento del ruido neutrónico en CN Trillo.

- CSN/IEV/OFHF/TRI/1407/732. RPS de C.N. Trillo. Evaluación del capítulo 5.9.14 sobre el programa de formación del personal.
- CSN/IEV/INSI/TRI/1408/733. Evaluación de la nueva documentación enviada por el titular asociada al proceso de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) relativa a los sistemas de ventilación de C.N. Trillo.
- CSN/NET/AAPS/TRI/1407/319. Revisión del estado del APSs de incendios en el marco de la evaluación de la RPS de la C. N. Trillo.
- NOTA INTERIOR SCN/14/46. Renovación de la AE de Trillo. Revisiones del Reglamento de Funcionamiento.
- CSN/NET/INSI/TRI/1409/324. CN Trillo. Revisión de la conclusión 9 (pruebas funcionales de serpentines) del CSN/IEV/INSI/TRI/1408/733, en relación con la evaluación de la NAC sobre sistemas de ventilación.
- NOTA INTERIOR JMBG/14/01. Modificación de la ITC 14 asociada a la Autorización de Explotación de C.N. Trillo

3.2 Resultados de la aplicación en CN Trillo del sistema de supervisión del CSN

3.2.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales

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

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

3.2.2 Indicadores de funcionamiento

Los "Indicadores" se definen para caracterizar el funcionamiento de las centrales mediante datos numéricos y se aplican a todos aquellos aspectos de la seguridad razonablemente susceptibles de ser cuantificados, en aras de lograr la máxima objetividad. Forman un conjunto de 16 Indicadores cuyos resultados se obtienen trimestralmente. Posteriormente, en el año 2011, se incorporó el pilar de Seguridad Física con sus indicadores y plan de inspección.

Desde 2006, todos los Indicadores de Trillo han estado en Verde, con la única excepción del indicador “IFSM de los generadores diesel de salvaguardia”, que mide la disponibilidad y fiabilidad de los mismos, que pasó a “blanco” (importancia entre baja y moderada) al producirse cinco fallos a la demanda y en operación entre los años 2005 y 2007. En el primer trimestre de 2008 se produjo un nuevo fallo.

En concreto, los fallos en los generadores diesel de salvaguardia de C.N. Trillo fueron los siguientes:

- Generador diesel GY-10: fallo a la demanda en el primer trimestre de 2007 y fallos en operación en el cuarto trimestre de 2005 y en el primero de 2008.
- Generador diesel GY-20: fallo en operación en el tercer trimestre de 2007 y fallo a la demanda en el cuarto trimestre de 2007.
- Generador diesel GY-30: sin fallos.
- Generador diesel GY-40: fallos a la demanda en el primer trimestre de 2006 y en el segundo de 2006.

En total se contabilizaron cuatro fallos de los generadores diesel a la demanda para su puesta en marcha y tres fallos estando los generadores diesel en operación.

3.2.3 Programa de inspección

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

- Programa Base de Inspección (PBI): Se trata del programa sobre disciplinas importantes para la seguridad que se lleva a cabo íntegramente en cada central cada dos años.
- Inspecciones adicionales específicas por central: Se realizan cuando hay resultados relevantes, sean Indicadores o Hallazgos. Están más orientadas al diagnóstico de los problemas existentes y varían en alcance y profundidad, según la importancia de las deficiencias detectadas.
- Inspecciones en respuesta o de seguimiento de sucesos. Varían en alcance y profundidad, en función de la naturaleza e importancia del suceso.

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

En la tabla siguiente se aportan los datos del número de inspecciones realizadas cada año a CN Trillo desde 2006 en que empezó a implantarse el SISC, así como los Hallazgos identificados durante esas inspecciones.

Año	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013
Inspecciones	27	17	27	23	25	23	28	33
Hallazgos (*)	5	7	15	3	13	14	12 1 Blanco	7

(*) Salvo que se especifique otra cosa, los Hallazgos son Verdes

Adicionalmente, entre 2002 y 2005 el CSN hizo otras 112 inspecciones a la central de Trillo, repartidas según la tabla siguiente:

Año	2002	2003	2004	2005
Inspecciones	33	26	25	28

El hallazgo categorizado como Blanco ha sido el siguiente:

Utilización de elementos de grado comercial en posiciones relacionadas con la seguridad sin aplicar previamente un adecuado proceso de dedicación. El hallazgo fue categorizado como blanco en el cuarto trimestre de 2012, basándose en que esta práctica se había aplicado en miles de componentes ubicados en equipos de seguridad, lo que afecta a la defensa en profundidad, supone una pérdida de márgenes de seguridad por la pérdida de calidad de los repuestos instalados y su falta de cualificación sísmica, el largo periodo de tiempo que esta práctica estuvo presente en la central y la incapacidad de CNAT para prevenirla y detectarla por sus propios medios.

3.2.4 Matriz de Acción

En función de los resultados de aplicación del SISC, el CSN sitúa trimestralmente a cada central en una columna de la Matriz de acción: “Respuesta del Titular”, si todos los resultados son Verdes, tanto Hallazgos como Indicadores de funcionamiento, “Respuesta reguladora” si hay al menos un resultado Blanco, “Pilar degradado” si hay varios resultados Blancos o uno Amarillo, o “Múltiples/repetidas degradaciones”, si hay un resultado Rojo u otras combinaciones de resultados Blancos o Amarillos de importancia similar, de lo cual se derivan las acciones fijadas en dicha Matriz, tanto para la central como para el CSN.

Una exposición detallada de la metodología SISC, así como los procedimientos que lo gobiernan se encuentra en la página Web del CSN, concretamente en el sitio www.csn.es/sisc/index.do.

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

A continuación se resume brevemente los hallazgos del SISC en el periodo cubierto por RPS de C.N. Trillo asociada a la solicitud de renovación de la autorización de explotación.

Desde el inicio de la aplicación del SISC, C.N. Trillo se ha encontrado en el nivel de respuesta más bajo de la matriz de acción desde el punto de vista de la intervención del CSN, correspondiente a “respuesta del Titular”, debido a que todos los indicadores del sistema y los hallazgos de inspección eran “verdes”. Sin embargo, en el cuarto trimestre de 2007, C.N. Trillo entró en la columna de la matriz de acción de “respuesta reguladora” debido al hecho ya mencionado de que el indicador del SISC “IFSM de los generadores diesel de salvaguardia” pasó a “blanco” (importancia entre baja y moderada) al producirse cinco fallos a la demanda y en operación entre los años 2005 y 2007.

El resto de resultados encontrados en las inspecciones del CSN a C.N. Trillo totalizan siete hallazgos en el año 2007 en las diecisiete inspecciones realizadas.

En el año 2008, C.N. Trillo tuvo otro fallo en los generadores diesel en el primer trimestre y la central se mantuvo en respuesta reguladora de la matriz de acción hasta el último trimestre del año 2008, fecha en la que una vez realizada por parte de la Inspección del CSN la inspección suplementaria de grado 1 el 23 de junio de 2008, de acuerdo con los procedimientos del SISC, el CSN verificó que CNAT había realizado un análisis de causa raíz adecuado y tomado las acciones correctivas oportunas para corregir el problema. Las causas más relevantes de dichos sucesos, que fueron resueltas mediante una batería amplia de acciones correctivas, son las siguientes:

- Experiencia Operativa (EO). En el caso de algunos sucesos existía EO no correctamente analizadas (ejemplo: problemas juntas tóricas, y no se recopiló y por lo tanto no se difundió adecuadamente).
- Supervisión trabajos de contratistas en fábrica y en planta deficiente.
- Aspectos organizativos. Falta de actitud cuestionadora en la ejecución de los trabajos debido al no uso de herramientas de prevención del error humano: supervisión, verificación, toma de decisiones adecuada, etc.
- Ausencia o falta de supervisión de mandos en campo.
- Errores en la gestión del almacén de repuestos (problemas de caducidad de repuestos).

Adicionalmente, en 2008 el CSN encontró quince hallazgos de inspección “verdes” en las veinticinco inspecciones realizadas por el CSN (muy baja importancia para la seguridad) que fueron notificados a CNAT para que se trataran por medio de programa de acciones correctivas.

Desde el último trimestre de 2008 hasta el último trimestre del año 2012, C.N. Trillo ha vuelto encontrarse en la primera columna de la matriz de acción “respuesta del Titular” al ser todos los indicadores y hallazgos de inspección “verdes”.

En el año 2009, el CSN categorizó tres hallazgos de inspección como “verdes” en las veintitrés inspecciones que realizó ese año.

En el año 2010 el CSN categorizó trece hallazgos “verdes” en veintiséis inspecciones realizadas.

En el año 2011 el CSN categorizó catorce hallazgos “verdes” en veintitrés inspecciones. Además, en este año empezó a funcionar el séptimo pilar del SISC correspondiente a la seguridad física de forma piloto. La verificación de este pilar se realiza por medio de cuatro indicadores de funcionamiento y dos inspecciones anuales a cada central.

En el año 2012, último año cubierto en el alcance de esta RPS, C.N. Trillo se encontró en los tres primeros trimestres en respuesta del Titular (primera columna de la matriz de acción), pasando a “respuesta reguladora” en el cuarto trimestre de 2012 y manteniéndose en dicha columna hasta el último trimestre del 2013 en el que regresó a la columna de “respuesta del Titular”. La causa fue el hallazgo inspección categorizado como “blanco”, consistente en la utilización de elementos de grado comercial en posiciones relacionadas con la seguridad sin aplicar previamente un adecuado proceso de dedicación. Adicionalmente a este hallazgo “blanco” en el año 2012, el CSN categorizó como “verdes” doce hallazgos de inspección de un total de veintiséis inspecciones realizadas.

En el año 2013, el CSN categorizó siete hallazgos de inspección como “verdes” de las treinta y tres inspecciones que realizó el CSN este año.

3.2.5 Actuaciones Coercitivas

3.2.5.1 Propuestas de Apertura de Expediente Sancionador.

Febrero de 2002. Incumplimiento de Documentos Oficiales de Explotación.

El pleno del CSN en su reunión de 20 de febrero de 2002 acordó proponer la apertura de un expediente sancionador al titular de la C N Trillo por incumplimiento de Documentos Oficiales de Explotación.

El primero de los hechos en el que se produjeron los incumplimientos tuvo lugar en octubre de 2001. Con la central en operación a potencia, durante unas operaciones de reparación en los sistemas de ventilación del anillo de la contención, se mantuvieron

abiertas dos puertas de comunicación del anillo con el edificio auxiliar, impidiendo mantener la integridad del anillo requerida en ese modo de operación. Las puertas permanecieron abiertas un tiempo inferior al establecido en las ETF para entrar en la acción en caso de inoperabilidad. Puesto que la maniobra no fue comunicada a la sala de control, se produjeron incumplimientos del Reglamento de Funcionamiento y del Manual de Garantía de Calidad.

A raíz de este suceso el Titular adoptó la acción correctora de colocar de forma visible, en las puertas de comunicación del anillo con el edificio auxiliar, un aviso recordando la obligación de notificar a la sala de control su apertura, de forma inmediata.

El segundo de los hechos en el que se produjeron los incumplimientos tuvo lugar en diciembre de 2001. Con la central en operación a potencia, durante los trabajos relacionados con la modificación de diseño de instalación del nuevo parque eléctrico de 220 kV, se realizaron perforaciones en dos barreras contraincendios del edificio eléctrico, comunicando entre sí distintas zonas de fuego. Los trabajos de perforación se realizaron sin la autorización del Jefe del Turno. No se adoptaron las medidas compensatorias requeridas en las ETF para el caso de inoperabilidad de barreras resistentes al fuego. Se produjeron incumplimientos de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y del Manual de Garantía de Calidad.

A raíz de este suceso el Titular revisó, con resultado satisfactorio, los permisos de roturas de barreras pendientes de tramitar para comprobar que ninguno se hubiese realizado sin los correspondientes permisos. Asimismo se introdujeron diversas mejoras en el proceso de autorización, comunicación, supervisión y control de trabajos en la central.

Mediante escrito de fecha 4 de julio de 2002 (nº de registro CSN 13952) se recibe en el CSN resolución de 1 de julio de 2002 de la DGPEM por la que se impone a C.N. Trillo una sanción de 100000 por incumplimiento del Reglamento de Funcionamiento y del Manual del Garantía de Calidad.

Abril de 2012. Incumplimiento de la Instrucción del CSN IS-19 y del Manual de Garantía de Calidad.

El Pleno del CSN, en su reunión del día 26 de abril de 2012, acordó remitir al Ministerio de Industria, Energía y Turismo, el informe técnico en el que se propone la apertura de un expediente sancionador por falta leve por incumplimiento de la Instrucción del Consejo IS-19 sobre requisitos del sistema de gestión de instalaciones nucleares, y del Manual de Garantía de Calidad, al haber instalado equipos y componentes no cualificados como de clase de seguridad, al no existir un procedimiento de dedicación de equipos y componentes.

En paralelo con la propuesta mencionada, mediante escrito de 15 de marzo de 2013, la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear notificó a CNAT la clasificación como hallazgo “blanco” la instalación de componentes de grado comercial en posiciones de seguridad sin ser sometidos a un proceso de dedicación (referencia CSN/C/DSN/TRI/13/18). En dicho escritos se requería a CNAT que, en el plazo de 60 días desde su recepción, debería remitir al CSN un escrito con las acciones correctivas para atajar las causas raíces.

CNAT remitió el 22 de mayo de 2013 el escrito de referencia ATT-CSN-000070 "CNAT. Categorización de hallazgo blanco". Este escrito incluye los informes de referencia CM-13-03 "Acciones correctivas para la resolución de las causas raíces del hallazgo de instalación de elementos de grado comercial en equipos de seguridad" de 22 de mayo de 2013 y el informe E0-12/004 "Análisis de causa raíz: Deficiencias advertidas en los procesos de adquisición y dedicación de componentes" de 28 de agosto de 2012.

En cumplimiento del procedimiento PAIV.250, entre los días 10 y 12 de julio de 2013, el CSN realizó la inspección suplementaria de grado 1 a CNAT en relación con el hallazgo blanco del SISC mencionado (acta de inspección CSN/AIN/TRI/13/816).

A raíz de dicha inspección de julio de 2013, el equipo inspector remitió a la DSN la nota informativa de referencia CSN/NI/CNTRI/1307/02 comunicando las deficiencias encontradas durante la inspección, relativas al análisis de causa raíz realizado por CNAT, acciones correctivas, procedimientos, auditorías de procesos, autoevaluación e identificación de problemas, análisis de normativa y experiencia operativa.

A la vista de las deficiencias detectadas en la inspección la DSN remitió el 31 de octubre de 2013, la instrucción técnica de referencia CSN/IT/DSN/TRI/13/05.

Estas IT requerían a CNAT que, en el plazo de seis meses desde su recepción, remitiera un informe al CSN describiendo las acciones para dar cumplimiento a esta IT e identificando las causas organizativas y de gestión que han ocasionado las deficiencias.

Adicionalmente, la DSN remitió a CNAT la carta CSN/DSN/TRI/13/ 48 sobre aspectos y deficiencias que deberían resolverse en los nuevos procedimientos sobre suministros y repuestos.

CNAT en cumplimiento de la Instrucción Técnica de 31 de octubre de 2013 descrita anteriormente, ha remitido al CSN con el escrito de 30 de diciembre de 2013 (nº registro 19123), el informe SL-13/048 "Respuesta a la instrucción técnica del CSN sobre la instalación indebida de componentes de grado comercial en posiciones relacionadas con la seguridad", que describe las acciones realizadas para dar cumplimiento al punto 1 de la IT sobre plan de acciones correctoras y plan de verificación de la efectividad de las acciones.

El escrito de CNAT adjunta además el informe TT-13/001 "Cumplimiento con la instrucción técnica del CSN sobre instalación indebida de componentes de grado comercial en posiciones relacionadas con la seguridad" y el documento del análisis MORT realizado por la empresa Conger and Elsea de fecha 10 de diciembre de 2013.

Como resultado, CNAT ha implantado procedimientos de gestión de suministros y repuestos, criterios de clasificación de componentes y repuestos, homologación de suministradores, formación de los técnicos encargados de realizar las cualificaciones, etc.

Por otro lado, el análisis de causa raíz ha puesto de manifiesto aspectos organizativos como gestión del riesgo, programa de auditorías, etc para los cuales se han definido acciones correctivas en curso a lo largo del año 2014.

Una de las acciones correctivas, se refiere a la necesidad de mejorar el sistema de gestión del riesgo de forma que permita a los órganos de dirección conocer las deficiencias en la

ejecución de procesos como el de dedicación de componentes y a la vez, detectar que procesos como el de dedicación, recogidos en el Manual de Garantía de Calidad, no se estaban realizando bien.

En las acciones correctivas, CNAT se ha planteado revisar mediante muestreo autoevaluaciones, experiencia operativas, etc, de forma que le permita conocer si se han producido deficiencias que no han sido incluidas en el programa de acciones correctivas y estuvieran latentes todavía. Además, CNAT ha identificado acciones para mejorar el sistema de auditorías de garantía de calidad, entre las que destaca las nuevas auditorías de “flota” para revisar procesos que abarcan muchas unidades y departamentos.

Algunas de las acciones correctivas identificadas por CNAT en su informe TT-13/01 tienen un plazo de finalización a finales de 2014.

Mediante resolución de fecha cuatro de diciembre de 2012 la DGPEM impuso una multa al titular de C N Trillo de 150.000 Euros.

3.2.5.2 Apercibimientos

Octubre de 2009. Incumplimientos del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Manual de Garantía de Calidad.

El CSN en su reunión de 27 de octubre de 2009 acordó apercibir al titular de C N Trillo pro incumplimiento del artículo 71.2 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Manual de Garantía de Calidad de la central, al no haber declarado inoperables varias juntas sísmicas de separación entre edificios y no registrar la inoperabilidad en el libro de operación.

El incumplimiento duró desde el 8 de octubre de 2009, fecha en la que se descubrió que las juntas sísmicas de varias barreras contra incendios no tenían la homologación de resistencia al fuego requerida de tres horas, hasta el 11 de junio de 2009, fecha en la que terminaron los trabajos de sustitución de las juntas por otras homologadas.

El artículo 71.2 establece que en el libro de operación debe anotarse la puesta fuera de servicio de equipos que afecten a la seguridad. Por otro lado, el Manual de Garantía de Calidad establece que el Titular deberá identificar y controlar todo equipo y sistema que no cumpla con las condiciones limitativas de operación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

La no declaración de inoperabilidad de las juntas sísmicas no tuvo impacto desde el punto de vista de la seguridad, porque el Titular adoptó, por propia iniciativa, las acciones que hubiera tenido que realizar de haberse declarado inoperables.

El CSN requirió al titular que, en el plazo de tres meses remita al CSN un calendario de impartición de sesiones de formación sobre la aplicación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, la declaración de inoperabilidades y el tratamiento de no conformidades de equipos de seguridad, que deberá aplicarse en el plazo de un año.

El Titular remitió el informe requerido mediante carta de 11 de febrero de 2010 (registro de entrada 40200) incluyendo el plan de formación y calendario de impartición requerido.

Diciembre de 2009. incumplimiento de la Instrucción del CSN IS-11 sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares.

El Consejo en su reunión de 23 de diciembre de 2009 acordó apercibir al titular de la C N Trillo por incumplimiento de la Instrucción del CSN IS-11 sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares.

La IS-11 establece, entre otras medidas, la obligatoriedad de que el personal con licencia de operación demuestre su aprovechamiento de forma individual mediante pruebas en las sesiones lectivas. En la inspección sobre formación de personal, llevada a cabo por el CSN entre el 4 y el 8 de mayo de 2009, se constató que la sistemática establecida por el Titular para llevar a cabo las evaluaciones al final de las sesiones lectivas no permite evaluar el aprovechamiento individual exigido por la IS-11. El incumpliendo no ha producido peligro para la seguridad o la salud de las personas, ni daños materiales o al medio ambiente.

El CSN requirió al titular que procediera, de manera inmediata, a la modificación de sus prácticas y procedimientos en los términos descritos en la IS-11 y a aplicarlas a las sesiones formativas planificadas para el personal con licencia y, en un plazo máximo de tres meses, presentara al CSN un informe sobre medidas correctoras adoptadas.

El Titular remitió el informe requerido mediante carta de 9 de abril de 2010 (registro de entrada 40779) incluyendo una revisión del procedimiento de evaluación del reentrenamiento del personal con licencia de operación y las acciones previstas para su implantación y verificación de eficacia.

Abril de 2011. Incumplimiento de la Instrucción del CSN IS-06 por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específicos regulados en el Real Decreto 443/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible.

En su reunión de 27 de abril de 2011, acordó apercibir al titular de la central nuclear de Trillo debido a que durante la inspección sobre el programa de formación de personal, la Inspección había detectado que, en el caso del curso sobre formación inicial específica en protección radiológica, se impartían un número de horas inferior al requerido en la Instrucción del Consejo IS-06.

El CSN requirió al titular que realizase un Análisis de la Causa Raíz (ACR) de este incumplimiento y, en el plazo de 3 meses desde la recepción de este apercibimiento, remitiese un informe al CSN de las conclusiones, incluyendo las acciones correctivas adoptadas.

El Titular remitió el informe requerido mediante carta de 4 de agosto de 2011 (registro de entrada 42122).

Como resultado del ACR el Titular concluye:

- En las planificaciones en aula incluidas en los dossiers del curso no se evidencia un cumplimiento de los tiempos mínimos para impartición de cada materia pedidos por la IS-06.

- En las actualizaciones anuales de contenidos han primado otros aspectos sobre el detalle de los tiempos dedicados a cada materia que indica la IS-06.
- Las sucesivas actualizaciones anuales de los dosieres han resultado ser oportunidades perdidas para corregir los aspectos citados anteriormente.
- La revisión del dossier del curso según los requisitos de la IS-06, la adaptación de la materia y tiempo de formación a dicho dossier, el establecimiento de mecanismos de supervisión en el proceso de revisión del curso en los Observatorios de Formación con la sección de Protección Radiológica y la separación entre las imparticiones correspondientes a las partes convencional y específica, se consideran actuaciones suficientes y necesarias para resolver el incumplimiento tanto actual como futuro.

Diciembre de 2011. Incumplimiento del Manual de Protección Radiológica de la central.

En su reunión de 14 de diciembre de 2011, acordó apereibir al titular de la central nuclear de Trillo debido a que el día 19 de enero de dicho año se había producido la entrada no autorizada de un trabajador en un cubículo del recinto de contención, clasificado radiológicamente como *zona controlada de acceso prohibido*, lo que constituye un incumplimiento del Manual de Protección Radiológica de la central.

El CSN requirió al titular:

- Realizar un Análisis de Causa Raíz de los hechos y revisar los procedimientos de Protección Radiológica según se derive de dicho análisis.
- Revisar el estado de las puertas y otros elementos de separación que pudiera haber, de las áreas contempladas en el Manual de Protección Radiológica.
- Impartir formación sobre este suceso y sobre la necesidad de ejecutar adecuadamente los procedimientos de Protección Radiológica.

En el plazo de tres meses debía remitir al CSN un informe describiendo el resultado de estas acciones correctoras.

El Titular remitió el informe requerido mediante carta de 14 de abril de 2012 (registro de entrada 41105).

3.2.6 Seguimiento de la evolución del ruido neutrónico.

La operación a potencia de CN Trillo sufre los efectos de un ruido neutrónico real desde el inicio de su explotación. A lo largo de la historia de la Planta, se ha procedido a solicitar distintas modificaciones que sin disminuir la amplitud de la señal de ruido, paliaban los efectos sobre la operación.

Con motivo del aumento del enriquecimiento del año 2003 y posteriormente con la introducción de elementos combustibles HTP, la amplitud de dicho ruido a fin de ciclo alcanzó valores por encima de los valores de tarado del sistema de limitación, lo que

produjo señales de sobrepotencia (en el caso de amplitud positiva) o de caída de barra de control (en el caso de amplitud negativa).

Para este último caso se solicitó y se concedió elevar el tarado de la señal LOLA (reducción de potencia por posible caída de barra de control), con lo que dichas actuaciones desaparecieron. Para el caso de amplitud positiva CN Trillo solicitó la posibilidad de elevar hasta el $\pm 10\%$ el valor del filtro de la señal de flujo neutrónico. El CSN concedió temporalmente un aumento del $\pm 8\%$, pero luego requirió a la Central el recuperar el $\pm 6\%$, valor que se concedió en los años 90.

Adicionalmente, el Consejo ha ido poniendo condiciones encaminadas a que CN Trillo caracterice y encuentre la(s) causa(s) por la(s) que la amplitud de la señal de ruido ha ido aumentando en los últimos años. Estos estudios se han ido documentando en informes trimestrales. Adicionalmente, el CSN solicitó que a finales del año 2013 el Titular presentara

“un informe exhaustivo de la situación y del conocimiento alcanzado sobre la fenomenología del ruido neutrónico, en el que se tengan en cuenta todos los requisitos recogidos en anteriores requerimientos, al objeto de que el CSN pueda realizar su evaluación detallada en el marco de la Revisión Periódica de seguridad asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación.”

Los especialistas del CSN han analizado la información suministrada en dicho informe completándola en lo necesario con la información de los últimos informes trimestrales recibidos.

Por la naturaleza del problema, llegar a una explicación final que permita eliminar o reducir de forma considerable la amplitud del ruido neutrónico resulta, en este momento, prácticamente imposible. Por ello, la evaluación considera que las acciones emprendidas por CN Trillo son aceptables si contribuyen a avanzar en el conocimiento de las causas, si ponen los medios necesarios para tratar de evitar que la amplitud del ruido vuelva a crecer y si descubren aspectos que pueden hacer que dicha amplitud se reduzca.

Se han analizado las actuaciones llevadas a cabo por el Titular en relación con los siguientes aspectos:

- Simulación: modelos nucleares y termohidráulicos.
- Medidas de señales con ruido
- Análisis complementario de ruido
- Simulador de actuaciones del Sistema de Limitación
- Seguimiento de la experiencia operativa

El Titular ha realizado trabajos adicionales con AREVA para dar respuesta a preguntas adicionales planteadas por el CSN en una reunión mantenida el 2 de julio del 2013.

La evaluación concluye que las acciones llevadas a cabo por CN Trillo, documentadas en los sucesivos informes trimestrales de seguimiento, contribuyen de forma notable al mejor conocimiento del problema.

3.3 Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

3.3.1 Experiencia Operativa propia y ajena

La evaluación del CSN ha revisado el apartado 5.1 del documento SL-13/038 C.N. Trillo Revisión Periódica de seguridad que se subdivide a su vez en los siguientes anexos:

1. Experiencia operativa propia.
2. Experiencia operativa externa y de CC.NN.EE.
3. Tablas y gráficos de Acciones.

Además, y con el objetivo de identificar posibles fallos recurrentes o repetitivos se solicitó la siguiente información adicional:

1. Listado de incidencias menores (IM). El Titular envió un listado con las IM correspondientes al periodo comprendido entre 2009 y 2012, y para completar el alcance solicitado (desde el año 2002 al 2008), complementó lo anterior con algunos de sus informes de tendencias.
2. Documentos de experiencia operativa procedentes de los suministradores.

Una vez recibida toda la documentación se procedió a su análisis según lo establecido en la GS-1.10 sobre “Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares” y en el PA.IV.17 “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las CC.NN”.

Además, se emplearon los informes de experiencia operativa emitidos anualmente por el Titular para hacer una revisión más detallada de la documentación analizada.

Se solicitó información al titular en relación a varios sucesos, principalmente sobre:

1. El estado de las acciones de mejora.
2. El análisis de las acciones. Justificación de aplicabilidad o no aplicabilidad, etc.
3. Erratas.
4. Aclaraciones.
5. Su estado (en curso o cerrado).

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

En la evaluación se ha tenido en cuenta los siguientes aspectos:

- Si los sucesos se consideran son o no aplicables. Se comprobó si la clasificación de suceso aplicable era la correcta.

- Se han evaluado las acciones correctivas que se toman como resultado del análisis de los sucesos. Se ha tenido especial atención en aquellos sucesos reiterativos o que afectan al mismo sistema o equipo, para evaluar si las acciones correctivas solucionaban el problema adecuadamente.
- Se han tenido en cuenta los plazos de ejecución de las acciones correctivas y su grado de cumplimiento.
- La posible recurrencia o repetitividad de los sucesos.

Del análisis de los datos se concluye lo siguiente:

- Las acciones correctivas que se toman como resultado del análisis de los sucesos parecen adecuadas en todos los casos. En los casos de reiteración del mismo suceso o de problemas en el mismo sistema o equipo, el Titular realizó el análisis teniendo en cuenta los antecedentes y adoptó acciones encaminadas a evitar la reiteración.
- Los plazos para realizar las acciones correctivas derivadas de los análisis de los sucesos se han cumplido en general, si bien se han encontrado algunos casos en los que se ha retrasado dicho cumplimiento y que podrían tener consecuencias operativas en caso de reiteración del suceso.
- No se han encontrado deficiencias en la sistemática establecida para el análisis de experiencia operativa, como para que produzcan tendencias negativas que no pudieran ser detectadas con la suficiente antelación.
- La información adicional solicitada por el CSN ha sido enviada en plazo y con un contenido adecuado.
- Los comentarios realizados por el CSN, han sido respondidos en plazo y con una justificación adecuada.

De esta evaluación se concluye que el tratamiento de la experiencia operativa es adecuado, si bien se considera como una buena práctica que ninguna acción correctiva abierta como consecuencia del análisis de la experiencia operativa esté sin resolver más de un ciclo de operación y, en caso de que sea así, se debe justificar documentalmente la razón de prorrogar su resolución.

Además, la evaluación considera conveniente una revisión final del documento para:

- Incluir el análisis, aunque inacabado de los sucesos restantes hasta finales de diciembre de 2012.
- Revisar el análisis del suceso notificable VD2-ISN-04/003, a la vista de los hallazgos de corrosión en las tuberías del sistema de ESW de Almaraz (IE 2014/001) y del VE de C.N. Trillo.
- La realización de una revisión de las fechas de los sucesos análisis o información de carácter similar susceptible de contener erratas.
- Utilizar el formato de fechas español (DD/MM/AAAA).

Mediante escrito de 11 de septiembre de 2014 (n° de registro 43131), CNAT se ha comprometido a realizar estas acciones.

3.3.2 Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

3.3.2.1 Protección Radiológica Operacional

La evaluación realizada por el CSN se recoge en el informe de evaluación de referencia CSN/IEV/APRT/TRI/1406/708 “Evaluación de la Revisión Periódica de Seguridad de la central nuclear de Trillo, del periodo comprendido entre los años 2002- 2012. Aspectos relacionados con la Protección Radiológica (PR) Operacional.

En este informe se analiza desde el punto de vista de la PR operacional la experiencia operativa de la central nuclear de Trillo en el periodo entre el 1 de enero de 2002 y el 31 de diciembre de 2012. Se revisan los indicadores radiológicos, las dosis recibidas por el personal, las tendencias durante los años mencionados y el programa de reducción de dosis empleado.

Para la realización de este informe se han contrastado los datos facilitados en el informe de la RPS remitido por CNAT con la siguiente información de referencia:

- Informes elaborados por el CSN tras las paradas de recargas durante el periodo objeto de evaluación.
- Informes finales remitidos al CSN de las paradas de recargas realizadas en este periodo.
- Bases de datos del ISOE-MADRAS
- Información enviada al CSN por la central por vía de correo electrónico para aclarar discrepancias entre los datos del informe RPS y los datos del CSN.

A continuación se incluyen los datos más significativos de la evaluación y finalmente las conclusiones de la misma.

Análisis de tendencias de los parámetros radiológicos

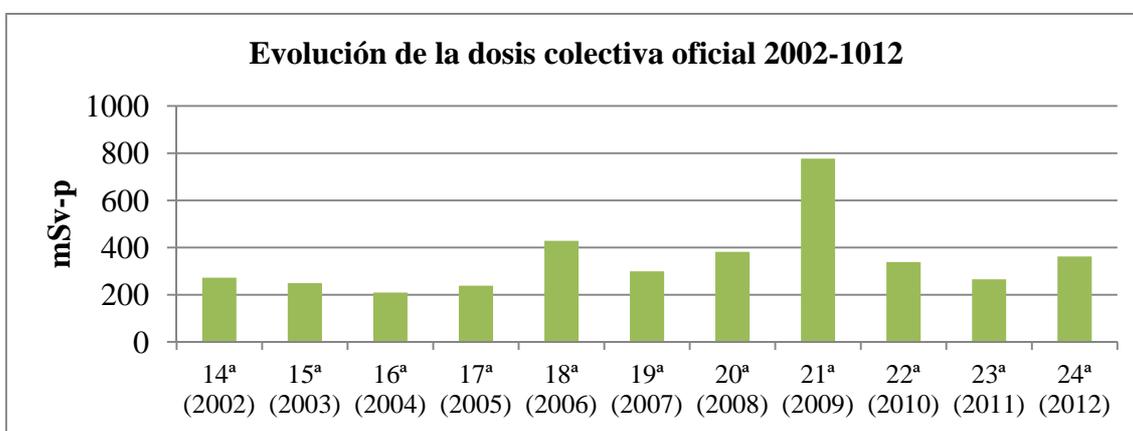
Dosis colectivas anuales y de recarga

Las conclusiones generales de tendencias de los indicadores radiológicos incluidos por la CNAT en su informe RPS coinciden básicamente con los estudios efectuados en esta área APRT del CSN sobre los mismos datos y periodo. A continuación se presenta en forma de gráfica y tabla las dosis colectiva oficial y de recarga, de cada uno de los años del periodo 2002-2012.

Año	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012
-----	------	------	------	------	------	------	------	------	------	------	------

mSv-p	272,4	249,40	209,3	238,4	428,7	299,4	381,9	776,8	338,1	265,2	362,22
	4		6	7	8	4	3	5	8	7	

La dosis colectiva media anual oficial del periodo analizado ha sido 347,48 mSv-p.



La dosis colectiva anual se debe en su mayor parte, a la dosis recibida en los trabajos realizados durante la parada para recarga, en adelante R.

Los datos globales de las recargas se han presentado en forma de tabla, con las fechas de inicio y de fin de las recargas, la duración en días, el número de trabajadores expuestos tanto de plantilla como de contrata, y las dosis operacionales en cada una de las once paradas de recarga realizadas en el periodo 2002-2012. Los ciclos entre recargas son de 12 meses.

La dosis de recarga supuso, salvo cinco años, más del 90% de la dosis total y en todos los años supuso más del 85% de la dosis anual. La dosis operacional media de las recargas del periodo analizado ha sido 346,93 mSv-p. Ha existido coincidencia con el Titular en cuanto al análisis de la evolución de la dosis anual de la central en el periodo 2002-2012, diferenciándola para su estudio en tres etapas o grupos de recargas:

- Primera etapa, durante el periodo 2002- 14ªR- 2005- 17ªR, periodo estable, de suave tendencia a la baja.
- Segunda etapa, durante los años 2006 - 2009, caracterizada por un crecimiento acusado durante las paradas 18ª R, 20ªR, y 21ªR, debido a varios hechos ocurridos:

- 18ªR-2006: Durante la extracción de los internos de la bomba principal del refrigerante primario, del lazo 3, YD30, quedaron alojados en su interior la caja del impulsor y la tobera de aspiración, lo que implicó trabajos adicionales para su extracción, así como los correspondientes trabajos de inspección y apoyo necesarios, no planificados inicialmente. También tuvo influencia las dificultades en el desmontaje de las válvulas de primer aislamiento del sistema de refrigeración de emergencia y evacuación del calor residual (TH), TH11/21/31S002, por encontrarse gripados varios de los pernos de anclaje.
- 20ªR-2008: dosis superior a la 19ªR-2007, debido a la extracción e inspección de la barra de control S-91 que había quedado atascada, y a la revisión de la bomba YD30, para verificar idoneidad de las modificaciones realizadas en 2006 y 2007.
- 21ªR-2009: Se ejecutaron tareas de inspección requeridas tras 20 años de operación comercial, cambio de válvulas de primer aislamiento del sistema TH, la inspección de dos bombas principales, la prueba de presión del circuito primario y la apertura y cierre de los tres generadores de vapor para sustituir los diafragmas de los mismos.
La dosis colectiva de la 21ª R-2009, 807, 70 mSv-p, ha sido la segunda mayor de la historia de la central, sólo superada por la 3ªR del año 1991 con 1538,75 mSv-p, donde se realizó la revisión completa de las tres bombas principales más la recarga de combustible..
- Tercera etapa, abarca desde el año 2010 hasta el 2012, y se caracteriza por un decrecimiento de la dosis colectiva respecto a la segunda etapa, se siguen aplicando los programas de optimización de dosis, no obstante ciertos problemas en la 22ªR y la 24ªR afectaron a la dosis en esta etapa.
 - 22ªR-2010: Dosis superior a lo previsto en inspección de tubos del generador de vapor YB10, y necesidad de taponar un mayor número de tubos de lo previsto.
 - 24ªR-2012: necesidad de sustituir la brida de la bomba YD10D001, incremento de los niveles de contaminación en la cavidad del reactor, afectando a los trabajos que se desarrollaron en su interior, e incremento de los niveles de radiación en líneas de drenaje de cavidad del reactor, que afectaron a los trabajos de modificación para mejoras en el llenado y venteo del sistema TH.

Dosis individuales por irradiación externa y por contaminación interna.

Las dosis individuales máximas han seguido una evolución en el tiempo, similar a la descrita para la dosis colectiva. Así los años que muestran un mayor número de operarios con dosis superiores a 5 mSv, 2003, 2006, 2007, 2008 y 2009, corresponden a los años, a excepción de 2003, en los que la dosis colectiva de recarga ha sido mayor. Asimismo en seis de los once años evaluados, la dosis máxima individual ha sido inferior a 5 mSv, como se muestra en la tabla siguiente.

En todo el periodo analizado ningún trabajador ha superado el valor de dosis de 20 mSv al año. La dosis máxima ha sido inferior a 10 mSv.

Se han realizado 12.711 medidas de contaminación interna en el contador de cuerpo entero, no encontrándose, en ningún caso, dosis por encima del nivel de registro (1 mSv/año de dosis efectiva comprometida).

Número de Trabajadores Expuestos.

Las variaciones en el número de trabajadores durante las recargas vienen determinadas por las variaciones en el número de trabajadores de contrata.

En la tabla y gráfica adjuntas se presenta la evolución del número de trabajadores que han participado en las últimas recargas:

Año	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012
Recarga	14 ^a	15 ^a	16 ^a	17 ^a	18 ^a	19 ^a	20 ^a	21 ^a	22 ^a	23 ^a	24 ^a
Total	955	904	988	999	1078	1027	851	1228	1182	1177	1225
Plantilla	227	220	216	219	216	216	215	216	219	217	231
Contrata	728	684	772	780	862	811	636	1012	963	960	994
% contrata	76	76	78	78	80	79	75	82	81	82	81

Evolución del número de trabajadores de plantilla, contrata y total, que han participado en las recargas de la CN de Trillo, 2002-2012.

El porcentaje de trabajadores de contrata en la década ha sido 79 % respecto al total de trabajadores que participaron en las recargas de este periodo 2002-2012.

Dosis colectivas por los trabajos de la recarga.

Los trabajos que más han contribuido a las dosis colectivas de recargas en este periodo han sido las siguientes:

- Trabajos en válvulas, 15 %
- Inspecciones de rutina, 14,86 %
- Trabajos generales, 11,27 %
- Bombas principales, 11%

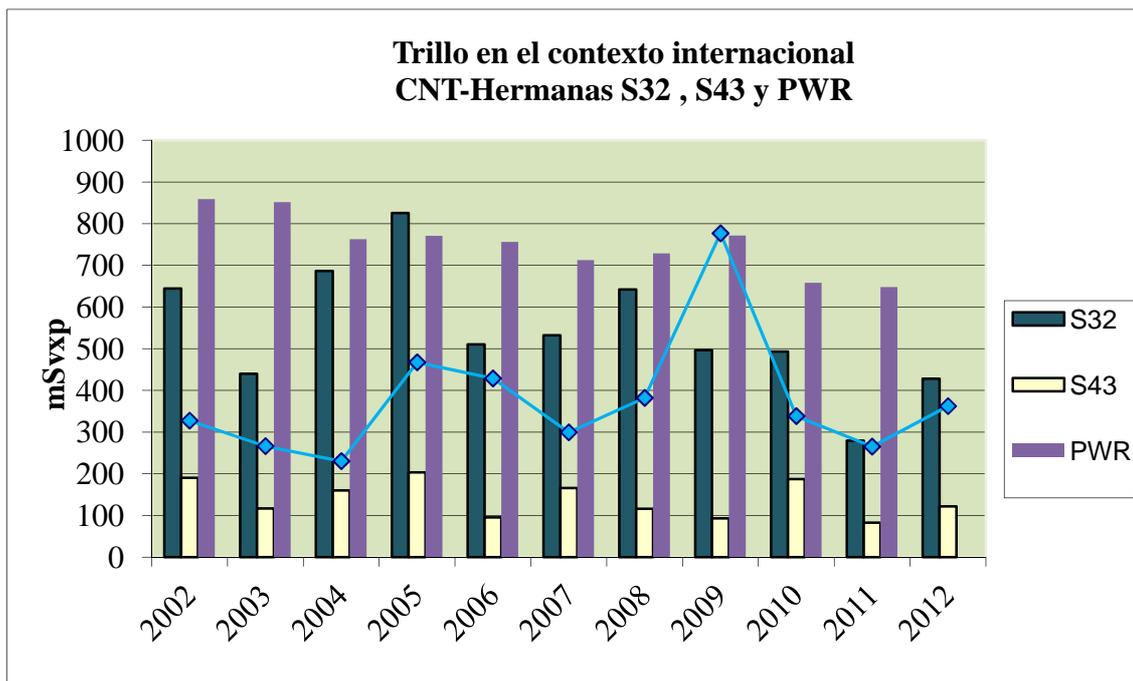
Contenedores de Doble Propósito.

La variación de la dosis en la carga de los contenedores de Doble Propósito Trillo, DPT se ve afectada fundamentalmente por las características de los elementos que se carguen, el enriquecimiento, el grado de quemado, y el tiempo de enfriamiento del combustible. El proceso relacionado con los trabajos de la carga de los contenedores fue perfeccionándose y las dosis se han ido reduciendo año tras año. A partir del año 2003 se utilizaron blindajes neutrónicos que redujeron las dosis un 60 %, y otro factores que han contribuido han sido el entrenamiento y la experiencia del personal que se tradujo en una reducción de los tiempos de ejecución de tareas.

Desde el año 2004 se establece la utilización de dosímetros albedo para el seguimiento de las dosis individuales al ser la dosis neutrónica relevante respecto al total.

La dosis colectiva total debida a la carga de los 22 contenedores DPT entre el año 2002 y el 2012 ha sido 74, 311 mSv-p, con una dosis máxima de 17,116 mSv-p en el año 2002.

Finalmente, la evaluación ha comparado desde el punto de vista del impacto radiológico, la operación de C.N. Trillo con otras centrales similares. En concreto, C.N. de Trillo pertenece a la segunda generación de plantas Siemens de tres lazos (S32), pero debido a que durante su construcción se incorporaron a su diseño novedades propias de la tercera generación de Siemens de cuatro lazos (S43), se compara con ambos grupos de centrales y con las centrales del grupo PWR. Se han utilizado los datos del Information System on Occupational Exposures (ISOE) de valores anuales de dosis colectivas hasta el año 2012.



Como se aprecia en el gráfico anterior, los valores de dosis colectiva de CN de Trillo son inferiores a los de las centrales del grupo S32, excepto en el año 2009, pero claramente superiores a los valores de las centrales S43. La dosis de las centrales del grupo PWR han sido siempre superiores que las obtenidas en la central nuclear de Trillo.

Conclusiones de la evaluación del CSN sobre la experiencia operativa relativa a protección radiológica ocupacional.

- En general el análisis de tendencias de los indicadores radiológicos realizado por la CN de Trillo en el informe de la RPS, SL-13/038, coincide básicamente con el análisis de la evolución de la dosis anual de la central y los estudios efectuados en el CSN sobre los mismos datos en este periodo.
- La evolución de la dosis colectivas de la central en el periodo 2002 -2012, se ha debido en gran parte a la dosis recibida durante las paradas para recarga, los ciclos de recargas son de 12 meses.
- En los primeros años hasta la 17ªR- 2005, las dosis siguieron una suave tendencia a la baja. Durante la 18ªR- 2006, se produjo un incidente en la inspección de una bomba principal, otro incidente con una barra de control en la 20ªR- 2008 y en la 21ªR-2009 las tareas de inspección tras 20 años de operación comercial causaron unas dosis colectivas superiores al periodo anterior. En la etapa del 2010 -2012, se realizan acciones orientadas a mejorar la planificación de las recargas, y se mejora la aplicación de los programas ALARA de optimización de dosis, contribuyendo a un decrecimiento de los resultados radiológicos de las recargas en esta etapa.

- La dosis colectiva media anual del periodo analizado es de 348 mSv-p.
 - Ningún trabajador ha superado el valor de dosis de 10 mSv al año, en seis de los once años evaluados, la dosis individual máxima ha sido inferior a 5 mSv. La dosis individual media oficial ha sido 0,298 mSv para el periodo.
 - No se han producido contaminaciones internas por encima del nivel de registro dentro de los 12.711 contajes realizados.
 - Los trabajos en válvulas, trabajos de inspección de rutina, en bombas principales y trabajos generales son los que más han contribuido a la dosis en las recargas de este periodo, no obstante los trabajos en bombas principales han supuesto el 25% de la dosis operacional total de la parada en la 18ª R del año 2006 y el 21% en la 21ª R del año 2009.
 - Se han implantado planes de mejora en la central en el periodo 2002-2012 relacionados con la dosis ocupacionales, con el control de la contaminación y la radiación externa, entre estos se encuentran las modificaciones de diseño, estudios ALARA de reducción de dosis, elaboración de procedimientos con refuerzo de los estándares de PR, modificaciones en procesos y procedimientos en el ámbito de la PR operacional.
 - Se han desarrollado programas de formación en protección radiológica tanto para el personal de plantilla de la central, como para el personal de contrata, que realiza su trabajo de forma esporádica en la misma, estos programas se han elaborado de acuerdo a las exigencias establecidas en la normativa en vigor durante este periodo.
 - La dosis colectiva total debida a la carga de los 22 contenedores de Doble Propósito Trillo, realizada entre el año 2002 y el 2012 ha sido 74, 311 mSv-p.
-
- La dosis colectivas de CN de Trillo en este periodo han sido inferiores a los de las centrales del grupo S32 y las del grupo PWR, excepto en el año 2009, pero claramente superiores a los valores de las centrales S43.
 - En general se considera adecuado la aplicación de los principios ALARA por la Central, en sus objetivos de reducción de dosis. A la vista de los resultados obtenidos en las dosis colectivas como en las individuales.

No obstante, la evaluación considera que CNAT debe actualizar en la base de datos del ISOE- MADRAS (Information System Occupational Exposure), los resultados de la dosis final de las paradas de recargas de la central de Trillo, y reportar sus resultados en forma de dosis operacional.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que realizará una propuesta de carga de valores dosimétricos en la base de datos de ISOE.

3.3.2.2 Vertidos y dosis al público. Control de Efluentes Líquidos y Gaseosos

En este apartado se incluye el contenido de la evaluación desde el punto de vista del tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos, de los apartados de la RPS que se refieren a: experiencia operativa propia, experiencia operativa ajena, experiencia relativa al impacto radiológico y vertidos y dosis al público.

En relación con la experiencia propia, de la revisión de los incidentes ocurridos en CN Trillo que se analizan en el documento se ha observado que solamente hay uno que haya afectado a los efluentes radiactivos. El suceso en cuestión fue un incendio en el sistema de ventilación TL10, en el cual, durante unos trabajos de reparación utilizando una radial, una chispa produjo el incendio de los paneles de celulosa de los humectadores de la toma de aire exterior del edificio auxiliar. La evaluación considera aceptable la información que afecta a los efluentes radiactivos que se ha considerado en la segunda RPS respecto a la experiencia propia.

En cuanto a la experiencia operativa externa se han identificado 27 experiencias ocurridas en diferentes centrales nucleares españolas con repercusión en el tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos, de las cuales todas han sido aplicables a CN Trillo excepto seis. También se han identificado dos circulares sobre experiencia operativa (WLN) emitidas por el GRS alemán, un informe de sucesos significativos (SER) emitido por WANO, y una experiencia relacionada con la detección y medición de partículas calientes cuya evaluación requirió el CSN. La evaluación no ha identificado experiencias relacionadas con los efluentes que no hayan sido consideradas por el Titular en el documento, se considera aceptable la información incluida en la segunda RPS respecto a la experiencia operativa externa.

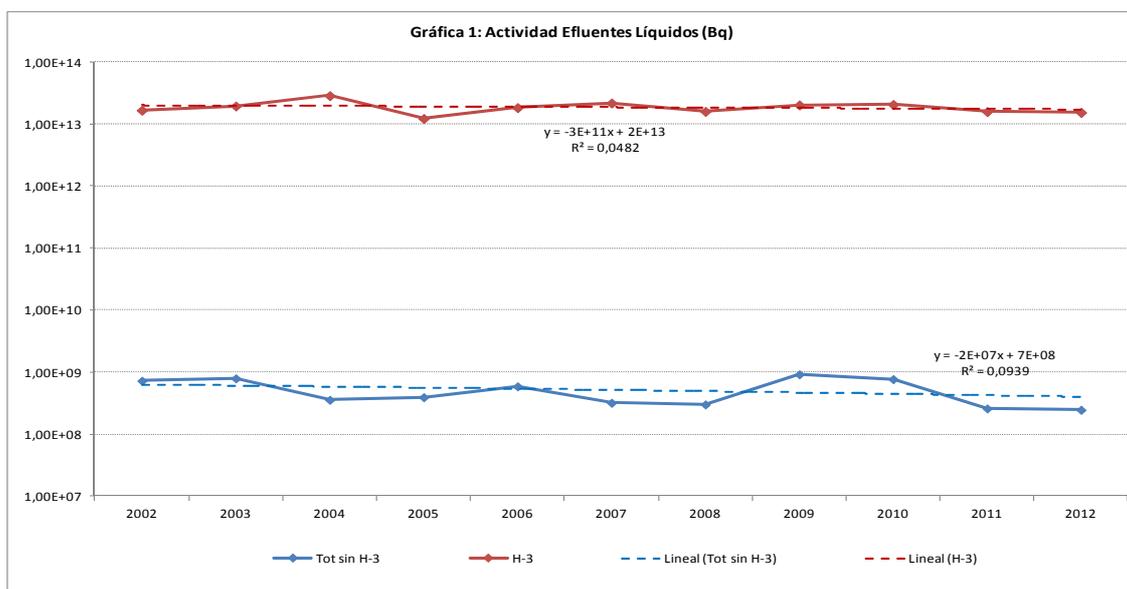
Los datos de actividad en los efluentes radiactivos y de las dosis al público asociadas a efluentes que se consideran en el documento de la RPS abarcan el período comprendido entre los años 2002 y 2012, ambos inclusive, lo que es coherente con el intervalo que debe cubrir la segunda RPS de CN Trillo.

A continuación se indican los aspectos resultantes del análisis de estos parámetros efectuado como parte de la evaluación.

Prácticamente todos los efluentes radiactivos líquidos vertidos a lo largo del período considerado han tenido su origen en la emisión en tandas, ya que solamente durante los meses de mayo y junio del 2002 se detectó actividad en la descarga continua de este tipo de efluentes, actividad que representó un pequeño porcentaje de la actividad total vertida ese año. Este hecho se ha verificado mediante los datos disponibles en el CSN, a partir de los cuales se ha calculado que la actividad de tritio en la descarga continua representó un 0,11% de la actividad total de este isótopo emitida ese año, mientras que la contribución de los productos de fisión y activación fue el 2,03%.

Así mismo, se ha verificado que los valores de la actividad isotópica que se incluyen en el documento de la RPS son coherentes con los disponibles en el CSN, con la salvedad de algunas discrepancias que deberán ser aclaradas por el Titular en la revisión de dicho documento.

A partir de los datos disponibles en la base ELGA se ha analizado la evolución de la actividad de los grupos de nucleidos que se consideran en el caso de los efluentes líquidos a lo largo del período de tiempo que abarca la segunda RPS (Gráfica 1) y se ha comprobado que es similar a la que se observa en las figuras 5.3.1-14/15 de la RPS.

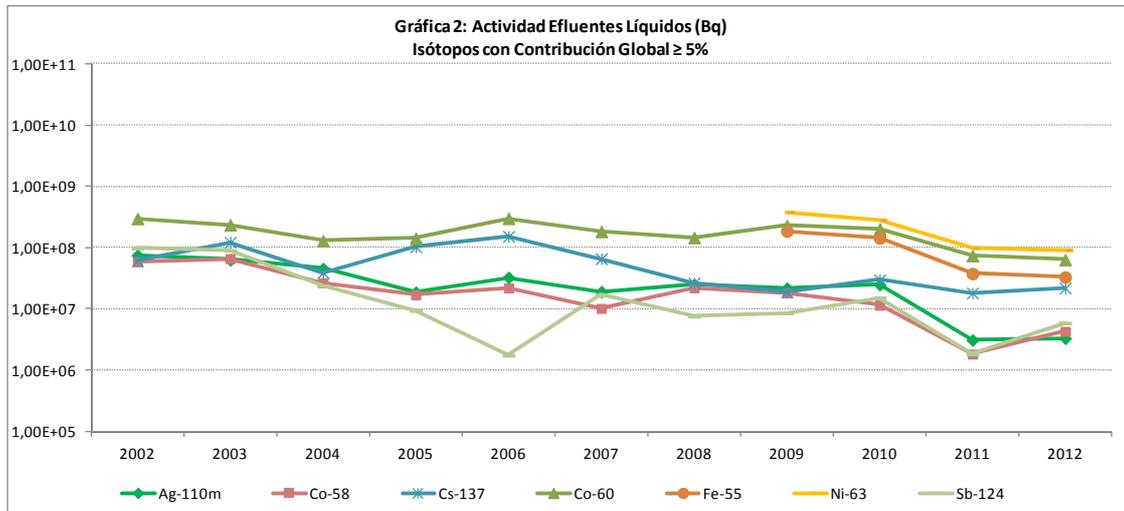


El tritio, pese a que es un isótopo que no es retenido por los sistemas de tratamiento de efluentes, presenta una evolución estable con una tendencia ligeramente decreciente, como se desprende de la recta de regresión lineal trazada.

La actividad de los productos de fisión y activación presenta algunas variaciones, pero son poco significativas y también muestra una tendencia ligeramente decreciente.

Como se aprecia en la Gráfica 1, los valores de actividad de los productos de fisión y activación que se han obtenido a partir del año 2008 son del mismo orden que los registrados en los años anteriores.

En lo que respecta a la composición isotópica de los productos de fisión y activación en los efluentes líquidos, se ha analizado la evolución de la actividad anual de aquellos isótopos cuya contribución a la actividad total vertida en el período de referencia de la RPS ha sido $\geq 5\%$ (Gráfica 2) y se ha observado que, pese a las fluctuaciones que se producen, en todos los casos existe en mayor o menor medida una tendencia decreciente.



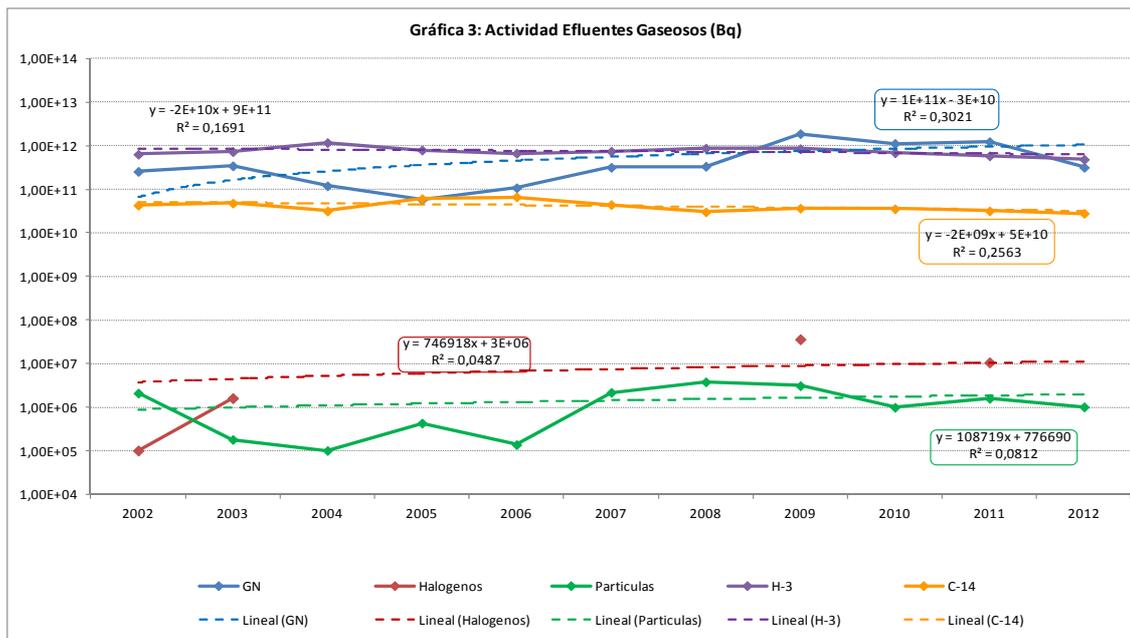
Efluentes radiactivos gaseosos

Tal y como se indica en el documento de la segunda RPS, la descarga de los efluentes radiactivos gaseosos en CN Trillo se efectúa de forma continua mediante el sistema de extracción general, no existiendo emisiones en tandas.

En lo que respecta a los valores de actividad de los isótopos presentes en los efluentes gaseosos, se ha verificado que los valores incluidos en el documento de la RPS son coherentes con los disponibles en el CSN con la salvedad de algunas discrepancias identificadas que deberán ser aclaradas por el Titular en la revisión de dicho documento.

Evolución de la actividad vertida

Del análisis de los valores de actividad de los grupos de nucleídos que se consideran en el caso de los efluentes gaseosos (Gráfica 3) se desprende que su evolución es semejante a la que se refleja en el documento de la RPS.



La actividad del tritio y del C-14, isótopos cuya presencia se asocia directamente a la producción de potencia en el reactor, muestra una evolución bastante estable a lo largo del período de tiempo considerado y con una tendencia ligeramente decreciente en ambos isótopos.

La actividad de los gases nobles, halógenos y partículas, a diferencia de lo que ocurre con el tritio y el C-14, presenta una tendencia ligeramente creciente con variaciones significativas a lo largo de esos mismos años. Estas variaciones se asocian en el documento de la RPS a la aplicación de la metodología de la Recomendación 2004/2/EURATOM desde el año 2008 y a la ocurrencia de fallos en los elementos combustibles durante los años 2003, 2008, 2009 y 2011. Sin embargo, cuando se compara la actividad que se obtendría aplicando la metodología de la Recomendación y sin aplicarla se observa que este factor no es siempre tan relevante, siendo más importante la existencia de fallos en los elementos combustibles.

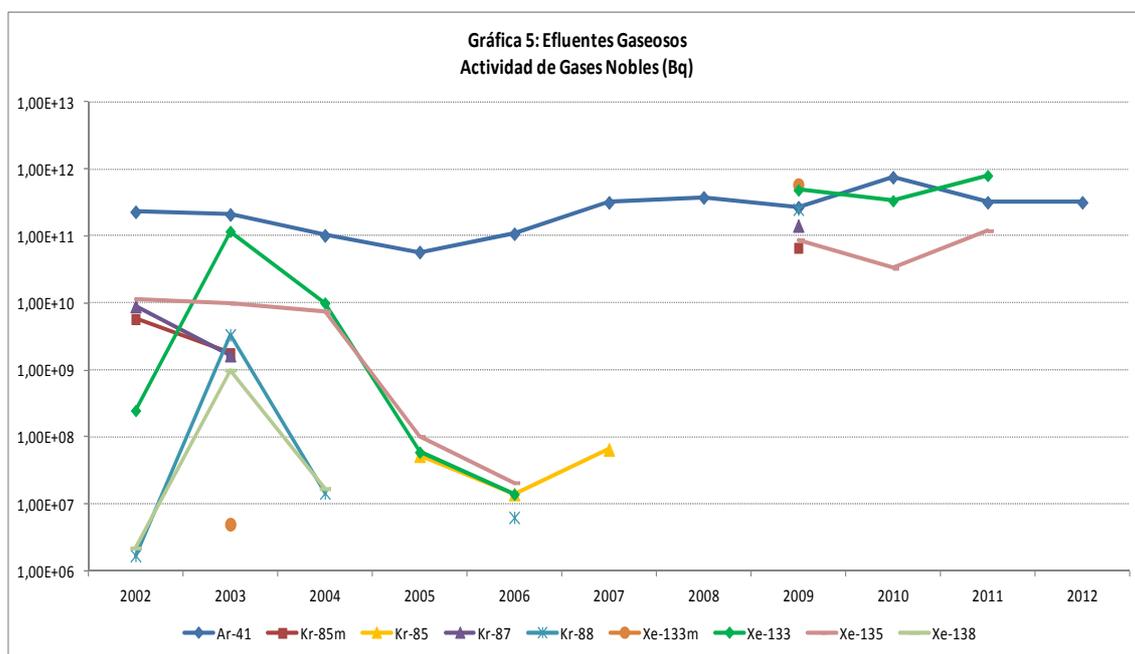
En lo que respecta a los isótopos presentes en los efluentes gaseosos, en el documento de la RPS no se efectúa ninguna valoración más allá de lo indicado anteriormente para los grupos de nucleidos que se consideran.

Como parte de la evaluación se ha llevado a cabo un análisis de los datos de actividad isotópica que están disponibles en el CSN y para cada uno de los grupos de nucleidos se concluyen los aspectos que se indican a continuación.

Gases Nobles

El isótopo mayoritario en los gases nobles vertidos durante los años considerados en la segunda RPS es el Ar-41 (50%), excepto en los años 2009 y 2011 en los que, pese a que la actividad vertida de este isótopo no varía de modo significativo, su contribución disminuye apreciablemente debido a la detección de otros isótopos como consecuencia de la

existencia de fallos en los elementos combustibles (Gráfica 5).



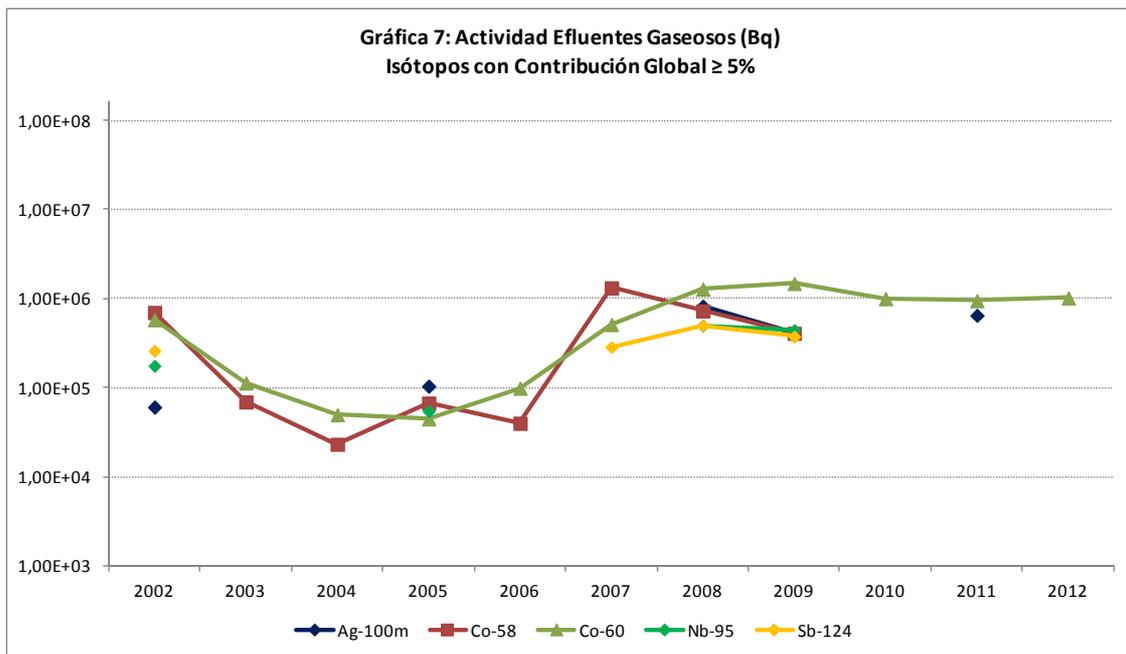
Halógenos

El isótopo que se detecta con mayor frecuencia es el I-131. Esto es debido a que su vida media (8,07 días) es claramente superior a la de los restantes radioyodos, que es del orden de horas o minutos. En general, la presencia de los yodos en los efluentes gaseosos está íntimamente relacionada con la existencia de fallos en los elementos combustibles. Dada la escasez de valores de actividad detectada no tiene sentido estadístico tratar de valorar su evolución y tendencia.

Partículas con periodo de semidesintegración mayor de 8 días ($T_{1/2} > 8 \text{ días}$)

El isótopo que contribuye en mayor proporción a la actividad total de partículas lo largo del período de tiempo de la segunda RPS es el Co-60 (45%), seguido por el Co-58 (21%) y por la Ag-110m (13%).

Cuando se considera la actividad de aquellos isótopos cuya contribución a esa actividad total ha sido $\geq 5\%$ (Gráfica 7), se observa que existe una tendencia creciente a lo largo de los años, siendo destacables los incrementos que se registraron en el 2002 y 2007 para el Co-58, y en el 2002 y a partir del 2007 para el Co-60.



A fin de tratar de identificar el origen del incremento que se produce en la actividad del Co-60 a partir del año 2008, se han comparado los valores de actividad que se obtienen aplicando y sin aplicar la metodología de la Recomendación 2004/2/EURATOM y de este modo poder valorar su incidencia. A la vista de los resultados obtenidos se concluye que el incremento registrado durante los años 2007 a 2009 tiene unas causas ajenas que deben ser identificadas por el Titular y explicadas en la revisión del documento de la RPS.

Dosis al público debidas a los vertidos

Para verificar el cumplimiento de los límites establecidos cada mes se estiman las dosis con criterios conservadores, si bien al final de cada año se realiza una estimación más realista de las dosis en la que se tienen en cuenta las características particulares del emplazamiento de la instalación.

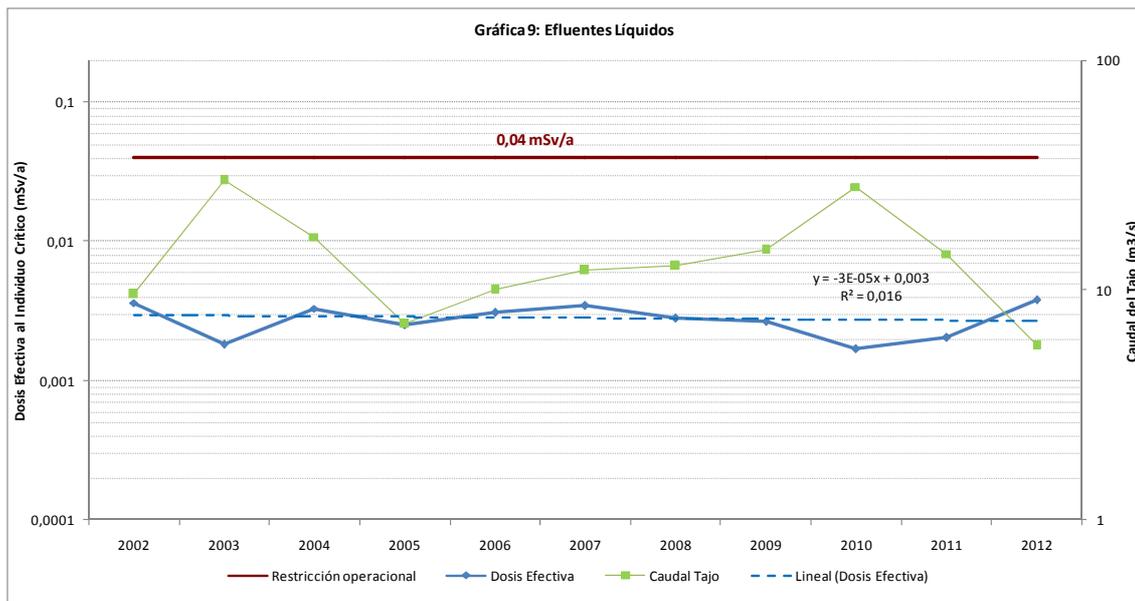
Dosis efectivas debidas a los efluentes líquidos

La dosis efectiva al individuo crítico del público debida a los efluentes radiactivos líquidos se presenta en el documento de la RPS, en la que además se especifican los caudales anuales del río Tajo y los valores de dosis efectiva obtenidos en los cálculos. Así mismo se indica que los factores que afectan en mayor medida a estas dosis son el caudal del río Tajo y la actividad descargada de tritio.

De la evaluación efectuada se deduce que:

- Los valores de dosis indicados en el documento de la segunda RPS son coherentes con los disponibles en el CSN.

- El individuo crítico ha sido todos los años el infante (1-2 años), siendo el tritio el isótopo que contribuye en mayor medida a las dosis recibidas; la vía de exposición más representativa es el consumo de leche de vaca.
- La dosis efectiva presenta variaciones poco significativas a lo largo del período de tiempo considerado (Gráfica 9), oscilando sus valores en un estrecho intervalo comprendido entre $3,82E-03$ y $1,68E-03$ mSv/a.



- El caudal del río Tajo afecta de forma inversamente proporcional a las dosis y es un factor determinante como se desprende del hecho de que la dosis máxima se registró en el 2012, año en el que el caudal del río Tajo fue el más bajo de todo el período de tiempo considerado ($5,74$ m³/s), mientras que los valores de dosis más bajos corresponden a los años 2003 y 2010 en los que los caudales fueron los más elevados ($20,93$ y $28,19$ m³/s respectivamente).
- De la recta de regresión lineal que se ajusta a los valores se desprende que las dosis presentan una tendencia global decreciente.

A la vista de la tendencia descendente que se observa tanto en la actividad de los efluentes radiactivos líquidos como en las dosis al público asociadas a ellos, se puede considerar que las políticas adoptadas para minimizar la generación de residuos radiactivos líquidos han sido eficaces, que el diseño del sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos (TR) es correcto, y que su funcionamiento ha sido eficaz a lo largo del período de tiempo analizado en la segunda RPS.

Dosis efectivas debidas a los efluentes gaseosos

La dosis efectiva al individuo crítico del público debida a los efluentes radiactivos gaseosos se presenta en el documento de la RPS, en la que también se indica la actividad descargada de C-14 por ser éste el isótopo que más contribuye a la dosis.

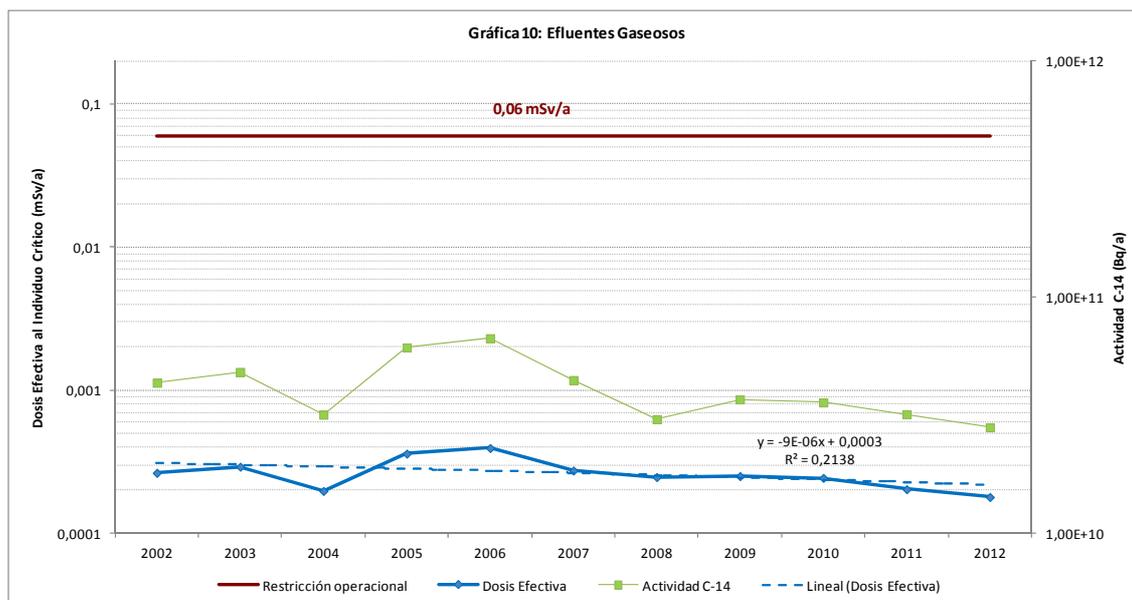
De la evaluación efectuada se deduce que:

- Los valores de dosis indicados en el documento de la segunda RPS son coherentes con los disponibles en el CSN excepto los valores correspondientes a los años 2010 y 2011.

Dosis Efectiva Anual (mSv/a)			
	RPS	IMEX	ELGA
2010	2,44E-04	2,51E-04	2,44E-04
2011	2,25E-04	2,25E-04	2,03E-04

Según se ha comprobado en el año 2010 el valor indicado en la RPS coincide con el que se obtiene a partir de los datos mensuales reportados en los ficheros de la base de datos de Efluentes Líquidos y Gaseosos (ELGA), discrepando del indicado en los Informes Mensuales de Explotación (IMEX); estas discrepancias afectan a todos los valores mensuales. Por el contrario, los datos correspondientes al 2011 coinciden con los de los IMEX, siendo diferentes de los reportados en los ficheros ELGA; las discrepancias identificadas también afectan a todos los valores mensuales. Estas discrepancias deben ser aclaradas por el Titular en la revisión del documento de la RPS. De acuerdo con los acuerdos reflejados en el acta de reunión de julio de 2014 de referencia TR-14/0005, el Titular aclarará estas discrepancias en la revisión de la RPS.

- El individuo crítico ha sido todos los años el infante (1-2 años), siendo efectivamente el C-14 el isótopo que contribuye en mayor medida a las dosis recibidas, como pone de manifiesto la estrecha relación que se aprecia entra la evolución de las dosis y la de la actividad de C-14 (Gráfica 10); las vías de exposición más representativas son la ingestión de vegetales sin hoja y de leche de vaca.

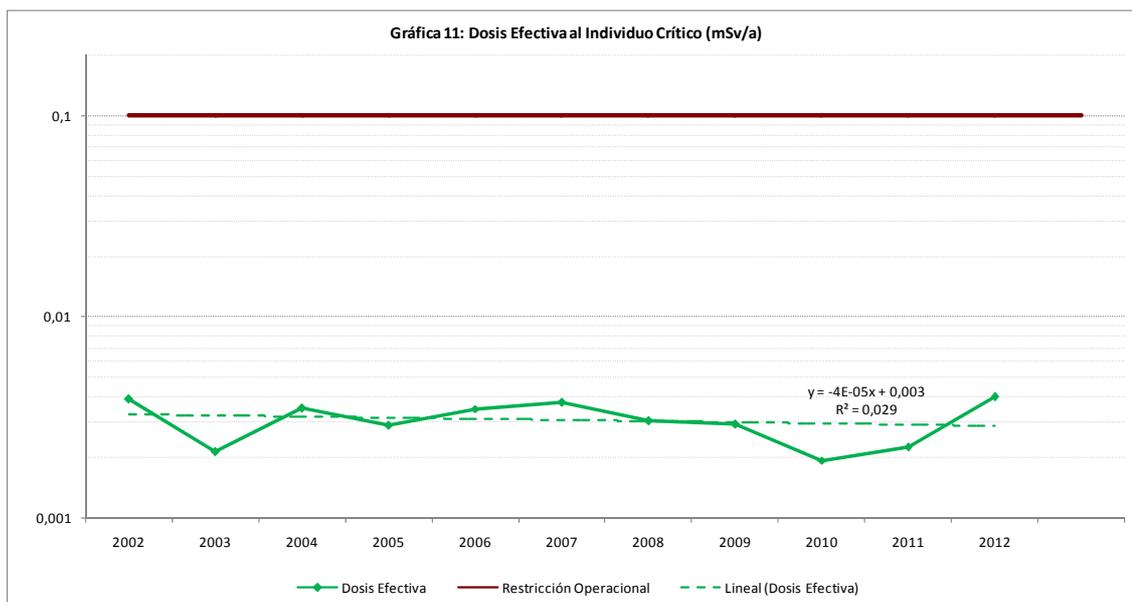


- Como en el caso de los líquidos, la dosis efectiva debida a los efluentes gaseosos presenta variaciones poco significativas a lo largo del período de tiempo considerado ya que sus valores fluctúan en un estrecho intervalo comprendido entre $1,79E-04$ y $3,94E-04$ mSv/a.
- De la recta de regresión lineal que se ajusta a los valores se desprende que las dosis presentan una tendencia global decreciente.

A la vista de la tendencia descendente que se observa en las dosis al público asociadas a los efluentes gaseosos, se puede considerar que el diseño del sistema TS es correcto, y que su funcionamiento ha sido eficaz a lo largo del período de tiempo analizado en la segunda RPS.

Dosis Efectiva Total

De las comprobaciones efectuadas se desprende que la dosis efectiva debida al total de los efluentes (Gráfica 11) sigue una evolución similar a la de la dosis debida a los efluentes radiactivos líquidos —como término medio son responsables de un 91% de la dosis total— y, por lo tanto, la actividad de tritio en los efluentes líquidos resulta ser determinante en el impacto radiológico al público debido a la emisión de los efluentes radiactivos de la instalación. La dosis efectiva total se han mantenido en valores muy bajos, que oscilan en un estrecho intervalo ($1,93E-03$ – $4,00E-03$ mSv/a) y muestra una tendencia global decreciente.



La evaluación concluye que el impacto radiológico al público en el período que cubre la segunda RPS ha representado en todo momento una pequeña fracción tanto de la restricción operacional de dosis establecida en las ETF (0,1 mSv/a), como del límite de dosis establecido en el Reglamento sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes (RPSCRI), (1 mSv/a). Este hecho viene a ratificar la idoneidad del diseño de los sistemas de tratamiento y su correcto funcionamiento a lo largo de los años analizados.

3.3.2.3 Residuos radiactivos sólidos

Análisis de la experiencia en la gestión de residuos sólidos de baja y media actividad

Para la evaluación de la RPS se han tenido en cuenta los siguientes requisitos sobre el contenido de la RPS descritos a lo largo de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN:

- Programas de reducción de Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA)
- Identificación de las corrientes de residuos para las que aún no exista una vía de gestión
- Identificación de los RBMA generados, pendientes de acondicionamiento o desclasificación para los que sí existen vías de gestión
- Análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de la gestión de los residuos radiactivos que lleva a cabo el Titular
- 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
- Técnicas de caracterización físico-química y radiológica de los RBMA
- Evolución de los procedimientos asociados a la gestión y control de RBMA

- Mejoras en la gestión de RBMA
- Formación en materia de RBMA
- Cambios en la reglamentación y normativa

La evaluación del CSN considera que la documentación de RPS presentada recoge prácticamente todos los requisitos establecidos en la Guía de Seguridad 1.10. Únicamente se considera que no se ha descrito suficientemente el siguiente aspecto:

- Con respecto a las actuaciones de mejora derivadas de los análisis realizados en la RPS, se recogen algunas de las mejoras implantadas en la instalación, pero no se han identificado las mejoras previstas para el futuro

La evaluación considera aceptable este apartado de la RPS pero propone solicitar al titular:

- Una recopilación de los posibles Programas de Mejora de la Seguridad relacionados con la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad que tenga previsto realizar en el futuro (próximos 5 años), señalando los plazos de implantación a modo de compromiso.

De acuerdo con la reunión técnica de julio de 2014 (acta de reunión TR-14/0005) CNAT se ha comprometido a incluir en la revisión de la RPS una recopilación de los programas de mejora de la seguridad relacionados con la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad.

3.3.2.4 Vigilancia Radiológica Ambiental

Los objetivos de la evaluación han sido los siguientes:

- Analizar el comportamiento global de la central sobre el medio ambiente, en períodos largos de operación, desde el punto de vista del impacto radiológico derivado del funcionamiento de la instalación en el período considerado y en un futuro previsible.
- Analizar si las modificaciones y mejoras incluidas en el PVRA han contribuido a un mejor cumplimiento de sus objetivos y que se han realizado teniendo en cuenta lo siguiente:
 - Resultados obtenidos y experiencia acumulada a lo largo de los años.
 - Recomendaciones establecidas en la guía del CSN 4.1. desde su publicación.
 - Requisitos de otros documentos de la instalación que sean de aplicación como el M.C.D.E. (revisiones del censo del uso de la tierra y el agua, niveles de notificación, valores de LID de las medidas).
 - Establecer las condiciones que se consideren necesarias para asegurar razonablemente, en el futuro, un adecuado desarrollo del PVRA por la central.

Adicionalmente, también se han revisado los aspectos siguientes:

- Principales modificaciones efectuadas en el alcance y extensión del programa, cumplimiento de los objetivos con los que se implantaron y como han afectado las modificaciones al control del impacto radiológico en el entorno de la instalación.
- Niveles de actividad detectados en las muestras analizadas en el PVRA, comprobando que la información aportada es coherente con la disponible en el CSN y que coincide con la presentada por la central en los Informes Anuales del PVRA. La comprobación se realizará a partir de la base de datos de vigilancia radiológica ambiental del CSN (Keeper).
- Valores que han superado los niveles de notificación fijados en el MCDE, desde que están vigentes, comprobando que la información aportada es correcta así como su valoración en relación con el funcionamiento de la central.

También se han seleccionado vías de vigilancia representativas. Esta selección permite el seguimiento del programa en su conjunto, de forma que se pueda valorar de forma global el funcionamiento de la instalación a largo plazo.

En base a las vías y muestras seleccionadas para cada tipo de efluente las evaluaciones concluyen que la información presentada por CN Trillo en su RPS en relación con la vigilancia radiológica ambiental, cumple en general con los criterios de evaluación, no obstante, se deberán modificar algunos aspectos que se describen a continuación:

- La información proporcionada se adapta en términos generales a la requerida en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN, “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares”, comprobando que existe una buena concordancia entre los datos contenidos en esta y los disponibles en la base de datos para la vigilancia radiológica del CSN (Keeper), con la salvedad de algunas discrepancias identificadas que el Titular debe aclarar en la revisión del documento de la RPS.
- Con objeto de realizar un análisis estadístico más apropiado y poder estudiar la evolución de las concentraciones de actividad o realizar un análisis de la evolución de la tendencia en el tiempo, se considera necesario completar el estudio con los datos de los años anteriores al periodo considerado, incluidos en la primera RPS.
- Para completar el estudio estadístico de los datos incluido en la RPS, en aquellos casos en los que se ha realizado un análisis de tendencias a través de la representación de unas rectas de regresión lineal, se considera más adecuado la utilización de valores puntuales en lugar de valores medios, con objeto de que el conjunto de datos que componen la población muestral sea mayor y los resultados obtenidos sean más concluyentes. Asimismo, se debe incluir el coeficiente de determinación R^2 de la misma para comprobar la bondad del ajuste de dicha recta a los datos objeto de estudio.
- Se deberá incluir en el documento de la RPS un resumen detallado de las modificaciones producidas en el programa en el periodo considerado y de los factores que las motivaron, así como un análisis de correspondencias entre los

resultados analizados y la actividad de dichos isótopos vertida a través de los efluentes de la central.

En la reunión de julio de 2014 (acta de referencia TR-14/0005) los representantes del CSN comentaron a CNAT estas discrepancias y les hicieron entrega del detalle de las mismas para que fuera incluido en la revisión de la RPS.

3.3.2.5 Análisis de la experiencia en la gestión de los residuos radiactivos sólidos de alta actividad

La evaluación del CSN ha revisado el contenido del informe de la RPS de CN Trillo en lo relativo a la gestión del combustible gastado (CG) y los residuos especiales (RE), y en particular, al almacenamiento del CG y los RE en la piscina de combustible gastado (PCG) y en el almacén temporal individualizado (ATI).

Se considera adecuada la información que CN Trillo ha presentado en el informe de la RPS en lo relativo a la gestión del GC y los RE con el alcance considerado (1/1/2002 al 31/12/2012) y las medidas adoptadas para la gestión del CG y los RE, especialmente en cuanto a la experiencia operativa (EO), inventario de CG y RE, normativa de aplicación e información relativa al combustible. No obstante, el Titular debe revisar el informe de la RPS para:

- Resolver las discrepancias relativas al enriquecimiento inicial máximo en la Región I de la PCG y a la ocupación de la PCG
- Ampliar y clarificar la información sobre la sustitución de barras de control (BC) en CN Trillo, indicando las BC sustituidas y almacenadas en la PCG, su estado actual y el motivo de su sustitución (grietas, programa de sustitución, rotura...)
- Completar el título del denominado “Plan de Gestión de Residuos Radiactivos” en el informe de la RPS, conforme se establece en el RINR (artículo 20.h) y en dicho Plan de CN Trillo: “Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado”.
- Sustituir las referencias normativas a las Safety Series 116, 117 y 118 del OIEA por la norma de SSG-15 “Storage of Spent Nuclear Fuel”, publicada en el año 2012 que viene a sustituir a las anteriormente citadas.

En la reunión de julio de 2014 (acta de reunión técnica TR-14/0005) CNAT indicó cómo se corregiría la revisión 1 de la RPS para dar respuesta a los puntos señalados de la evaluación. En consecuencia, CNAT remitió los escritos siguientes con los compromisos adquiridos:

- Escrito de 31 de julio de 2014 (nº de registro 42706) “C.N. Trillo. Compromisos en el área de APS en relación con la NAC y la RPS”

- Escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) “C.N. Trillo. Compromisos en relación con la NAC y la RPS excepto el área de APS”.
- Escrito de 11 de septiembre de 2014 (nº de registro 43131) “C.N Trillo. Compromisos relacionados con la revisión periódica de seguridad y la normativa de aplicación condicionada”.

3.3.3 Análisis de nueva normativa

En relación con este punto de la RPS se ha realizado una evaluación genérica del proceso de normativa del periodo cubierto por la RPS (inicio de 2002 y el final de 2012). No obstante, este periodo no cubre estrictamente hasta el 31 de Diciembre puesto que no se ha adoptado el criterio de evaluaciones cerradas a la fecha de finalización del periodo, es decir se han recogido análisis de reglamentación y normativa que habiéndose publicado en el período de la RPS, mantienen actividades abiertas en la fecha de cierre de la RPS. Por ello, en algunos puntos concretos, los periodos analizados, por condicionantes específicos, pueden ser diferentes del criterio general.

La información relativa a E.O. que CNAT expone, en el anexo 5.3 de la RPS es la que se enumera:

1. Reglamentación nacional.
2. Normativa del país de origen del proyecto.
3. Reglamentación internacional aplicable a la tecnología del proyecto.

CNAT remitió inicialmente el documento con el análisis de normativa correspondiente al alcance mencionado anteriormente, incluyendo una ficha explicativa de cada norma individual y las acciones correctivas derivadas del análisis de la misma, en caso de que se considerara aplicable a la central, o un explicación de por qué no se consideraba aplicable en su caso.

Esta documentación se analizó según lo establecido en la GS-1.10 sobre “Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares” y en el PA.IV.17 “Guía de evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las CC.NN”.

Además, se emplearon los informes de “Nueva Normativa” emitidos anualmente por el CSN para hacer una revisión más detallada de la documentación analizada.

Una vez estudiada toda la documentación, se seleccionaron algunos de los casos que en principio podrían incluir algún tipo de inconsistencia. Estos casos fueron revisados por el personal experto en normativa del CSN, que finalmente dictaminó la bondad de los análisis de aplicabilidad realizados por el Titular.

Debido a lo anterior, no se consideró necesario solicitar información adicional sobre el proceso de análisis normativo de la RPS.

En la evaluación se ha tenido en cuenta los siguientes puntos:

- Las normas que se consideran o no aplicables. Se comprobó si la clasificación de norma aplicable era la correcta.
- Se han evaluado las Acciones Correctivas que se toman como resultado del análisis de la normativa, en los casos que ha sido necesario.

Las conclusiones de la evaluación son las siguientes:

- En cuanto a la clasificación de aplicable o no de las normas analizadas no se ha encontrado ningún caso inadecuado
- Las Acciones Correctivas que se toman como resultado del análisis de las normas son adecuados en todos los casos revisados.
- No se han encontrado deficiencias en la sistemática establecida para el análisis de Normativa, que pudieran afectar al funcionamiento de la planta.
- Incluir el análisis, aunque inacabado, de la normativa restante hasta finales de diciembre de 2012.

Mediante escrito de 11 de septiembre de 2014 (nº de registro 43131) CNAT se ha comprometido a realizar estas acciones de acuerdo con la evaluación del CSN.

De esta evaluación se concluye que el tratamiento de la normativa es adecuado.

Por otro lado, en relación con la normativa sobre protección radiológica en el periodo cubierto por la RPS, la evaluación del CSN considera que CNAT ha analizado la aplicabilidad de la normativa que ha sido emitida en este periodo. Destacando por su importancia la aprobación de los Reales Decretos sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

En cuanto a las Instrucciones del CSN se pueden destacar la IS.01 por la que se define el formato y contenido del carné radiológico, la IS.03 sobre cualificación para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes y la IS.06 por la que se definen los programas de formación en materia de PR básico y específico, la IS.08 sobre los criterios aplicados por el CSN para exigir a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, el asesoramiento específico en PR, la IS.10 sobre los criterios de notificación de sucesos al CSN.

En cuanto a la normativa internacional, la evaluación del CSN ha revisado el análisis del Titular de la norma KTA 1501 Rev. 2004 y Rev. 2010 Sistemas estacionarios para la medida de la tasa de dosis en centrales nucleares. En el ámbito de su aplicación ninguno de los documentos analizados ha requerido acciones adicionales derivadas de su análisis.

La norma KTA 1505, Rev. 2011 “Justificación de la idoneidad de los dispositivos de medición de instalación fija para la vigilancia de la radiación”, se consideró aplicable a CN de Trillo a modificaciones de diseño y de repuestos.

La norma KTA 1505, Rev. 2003 “Verificación de la idoneidad de los equipos de medida de la radiación”, se consideró aplicable a CN de Trillo a modificaciones de diseño y a adquisición de nuevos equipos.

En relación con la evaluación realizada sobre la normativa relacionada con la gestión de residuos radiactivos de alta actividad y residuos especiales, el apartado 5.4 “Cambios en la reglamentación y en la normativa” recoge las normas nacionales, del país de origen del proyecto, americanas e internacionales, así como la normativa de aplicación condicionada (NAC).

En cuanto a la reglamentación internacional, se considera importante la consideración del documento SSG-15 “Storage of Spent Nuclear Fuel” del OIEA, que viene a sustituir la Safety Series 116, 117 y 118 y que deberá incluirse en sustitución de las anteriores normas tanto en el informe de la RPS SL-13/038 como en la revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y de Combustible Gastado.

La evaluación del CSN considera que CN Trillo viene realizando el análisis de nueva normativa relacionada con temas eléctricos y de instrumentación de forma sistemática y continua.

Durante el desarrollo de la RPS se han revisado las evaluaciones realizadas a la normativa considerada cerrada durante el periodo.

Respecto al análisis de aplicabilidad del documento RSK 444 “Programa de pruebas y vigilancia para los transformadores con aislamiento de papel y aceite y para los transformadores secos en las centrales alemanas”, CNAT no comparte la conclusión de la central según la cual se trataría de un tema propio de las centrales alemanas, que estima como no aplicable a CN Trillo. Por el contrario la evaluación del CSN considera que es aplicable teniendo en cuenta que se han producido gran cantidad de fallos en grandes transformadores en los últimos años en la industria nuclear; el asunto está también tratado en documentos de organismos internacionales (NEA-CNRA/R(2011)6, INPO/SOER-10/01) y de la NRC (IN 2009-10).

La evaluación del CSN no está de acuerdo tampoco con la posición de CNAT respecto al RSK 453 “Repercusiones de la estabilidad de la red alemana en las instalaciones nucleares y garantías del adecuado suministro a sus equipos desde la red exterior”, pues considera que la justificación de que no es aplicable a CN Trillo porque la recomendación RSK 453 va dirigida al BMU no es adecuada. Aunque el tema de la fiabilidad de la red está siendo tratado con base en otros documentos como WANO-SOER/99-01 y la Generic Letter 2006-02, la evaluación concluye que en principio el documento RSK 453 debería considerarse aplicable.

En relación con el análisis de nueva normativa relacionada con temas de protección contra incendios, la evaluación del CSN considera lo siguiente.

Aunque la fecha de emisión de la revisión 1 de la Instrucción del CSN IS-30, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares quedaría en principio fuera del alcance del período de análisis en la RPS de CN Trillo, por tratarse de la normativa de protección contra incendios vigente a fecha del informe y por recoger aspectos ya contemplados en la revisión anterior de la Instrucción, se ha considerado oportuno por parte de los evaluadores analizar el estado de cumplimiento con lo requerido en la IS-30, rev. 1.

La evaluación considera aceptable el análisis realizado por CN Trillo en su Revisión Periódica de la Seguridad, con las siguientes observaciones:

- CN Trillo deberá implantar la modificación de diseño encaminada a la automatización de los sistemas de extinción por FM-200 (heptafluoropropano en forma gaseosa) en las salas de cables X-19/20/21/22 del edificio de agua de alimentación de emergencia (ZX) en los plazos establecidos por la Disposición Transitoria Tercera de la IS-30 revisión 1, es decir antes del 14 de marzo de 2015.
- CN Trillo deberá incluir en el programa de adaptación a enviar al CSN antes del 14 de septiembre de 2014 en aplicación de la Disposición Transitoria Cuarta de la IS-30 revisión 1, la información sobre las modificaciones de diseño 4-MDR-03142-00/01/02/03, implantación de sistemas de extinción automática en las salas de cables E-50/51/52/53 del edificio eléctrico (ZE), con el fin de que dichas modificaciones entren en el plazo de adaptación previsto en dicha Disposición.
- CN Trillo deberá incluir en el programa de adaptación a enviar al CSN antes del 14 de septiembre de 2014 el programa para realizar los análisis que justifiquen que, durante el tiempo previsto de actuación de los sistemas de PCI en caso de incendio, los sistemas de drenajes instalados son suficientes para evacuar el caudal previsto de agua descargada por la actuación del sistema de PCI de manera que no se produzca daño a equipos importantes para la seguridad, tal y como se recoge en el apartado A.3 de la IS-30 revisión 1, para el cual se establece un programa de adaptación en caso de requerirse medidas con plazo 31 de diciembre de 2016.
- Por otro lado se ha identificado la siguiente inconsistencia con lo requerido en la IS-30 que CN Trillo deberá resolver de forma inmediata: CN Trillo deberá establecer, de acuerdo con el artículo 3.2.14 de la IS-30 revisión 1, medidas compensatorias de la carencia de resistencia de cables de seguridad a la propagación de llama en todas aquellas áreas de fuego donde existan cables de seguridad pendientes o carentes de dicha certificación. Puesto que se trata de una no conformidad con los requisitos establecidos en la norma vigente, en tanto ésta se resuelva, serán recogidos a través de una condición anómala como se indica en el apartado noveno de la IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales. Se consideran medidas compensatorias adecuadas las rondas de vigilancia contra incendios cada 8 horas en

aquellas áreas donde sea viable radiológicamente y medidas administrativas donde dichas rondas no sean posibles.

Todo ello sin perjuicio de que CN Trillo analice la posible necesidad de medidas compensatorias adicionales que deben ser recogidas y justificadas en su ARI en el plazo establecido por la Disposición Transitoria Primera de la IS-30 revisión 1.

Finalmente, la evaluación indica que CN Trillo debe resolver las siguientes cuestiones:

- CN Trillo deberá justificar que las barreras contra incendio instaladas por la MDR-03117-00/01 en los canales de interconexión E-60/61/62/63/64/65/66/67 del edificio eléctrico (ZE), cumplen con la prueba de “*hose stream*” establecida en la normativa ASTM E 119, disponiendo las medidas compensatorias necesarias en tanto se resuelva esta justificación.
- La configuración adoptada por CN Trillo para los canales de interconexión y las salas de unidades enfriadoras de los Diesel en el edificio diesel (ZK) no se considera acorde con lo establecido en la IS-30 revisión 1, por lo que el Titular deberá elaborar una propuesta que se ajuste a lo establecido en la normativa para esta situación.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que antes del 30 de junio de 2015 realizará la prueba de “*hose stream*” a las barreras contra incendio instaladas en los canales de interconexión del edificio eléctrico (ZE) y antes del 30 de septiembre de 2014 presentará una solicitud de apreciación favorable a una propuesta para solucionar la resistencia al fuego en Áreas del edificio diesel.

En relación con el análisis de nueva normativa relacionada con temas de vertidos y dosis al público, la evaluación del CSN considera que el Titular ha analizado los cambios habidos en la reglamentación y normativa que se especifica en la Instrucción Técnica Complementaria sobre el análisis anual de la nueva normativa revisada emitida por el CSN en el año 2008 (CNTRI/TRI/SG/08/16).

En lo que respecta a los efluentes radiactivos se han analizado las implicaciones de las revisiones que han tenido lugar del RPSRI (Real Decreto 1439/2010) y del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas –RNIR– Real decreto 35/2008). En ambos casos se concluye que no supone ningún cambio en la aplicabilidad de estos reglamentos a CN Trillo en los aspectos relacionados con los efluentes radiactivos.

Así mismo se ha evaluado la aplicación de la IS-26 sobre Requisitos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, de 16 de junio de 2010, cuyos apartados 3.24 a 3.27 son aplicables a los efluentes radiactivos y su impacto en el público, y no se han detectado desviaciones.

Del análisis que se ha realizado de esta información se concluye que se considera aceptable la información incluida en la segunda RPS sobre la reglamentación nacional.

Como normativa del país origen del proyecto se analiza la aplicabilidad de la directriz alemana BMU 07/12/05 «Guía para la vigilancia de emisiones e inmisiones en instalaciones nucleares», que en el caso de CN Trillo no es aplicable puesto que el control de los efluentes radiactivos y su impacto en el público se efectúa conforme a lo establecido en el apartado 6.12 de las ETF y en el MCDE.

Así mismo se analiza la directriz del Mº Federal del Interior BMI 08/12 «Implantación de la ordenanza de protección radiológica en instalaciones nucleares» que sirve como base para los procesos de verificación del diseño y operación de instalaciones nucleares y equipos para asegurar que las descargas de efluentes no superarán los límites de dosis impuestos en la Ordenanza de Protección Radiológica, que tampoco resulta aplicable a CN Trillo al existir normativa española equivalente (RPSRI; RINR) y normativa específica para la central (ETF, MCDE) en la que se establecen los límites de vertido y de restricción operacional de dosis, así como el programa de control de los efluentes.

Por otra parte, en el documento de la RPS el Titular analiza la aplicabilidad de las siguientes normas:

- KTA 1503.1 «Vigilancia y análisis de la descarga de gases y aerosoles radiactivos. Parte 1: Vigilancia y análisis de la descarga a través de la chimenea en operación normal», cuya revisión de junio del 2002 se considera que es aplicable a la realización de modificaciones de diseño en el sistema de vigilancia de actividad descargada por chimenea en operación normal (TL 11). No obstante, esta norma no es aplicable a la realización de pruebas y calibraciones de los equipos de vigilancia de la descarga por chimenea ya que dichas pruebas y calibraciones se definen en el MCDE, que se basa fundamentalmente en la normativa americana.
- KTA 1504 «Monitorización y control de las descargas de sustancias radiactivas en efluentes líquidos», cuya revisión de noviembre del 2007 es aplicable únicamente a las modificaciones de diseño que afecten a los equipos de vigilancia de descarga de efluentes líquidos radiactivos en condiciones normales de operación y, como en el caso de la KTA 1503.1, no es aplicable a la realización de pruebas y calibraciones de los equipos de vigilancia.
- KTA 1505 «Justificación de la idoneidad de los dispositivos de medición de instalación fija para la vigilancia de la radiación», cuya revisión de noviembre del 2011 se considera aplicable a las modificaciones de diseño y repuestos que afecten, entre otras, a la instrumentación fija de medida de actividad de proceso y efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- KTA 3603 «Instalaciones para el tratamiento del agua contaminada con radiactividad en centrales nucleares», cuya revisión de noviembre del 2009 se considera aplicable a modificaciones y pruebas con la salvedad de lo cubierto por el MCDE en relación con la KTA 1504. El análisis de esta revisión de la KTA 3603 se ajusta a lo indicado por el área AEIR en el marco de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC).

Finalmente, también se analiza la aplicabilidad de las Recomendaciones del SSK sobre los nuevos factores para el cálculo de dosis (ingestión, respiración y conversión a dosis) –SSK 186–, de octubre del 2004, y se concluye que no son aplicables ya que la dosis en operación normal se calcula de acuerdo a la metodología y parámetros del MCDE.

Del análisis que se ha realizado de esta información se concluye que se considera aceptable la información incluida en la segunda RPS sobre la reglamentación y normativa del país de origen del proyecto.

Respecto a la normativa americana y en relación con los efluentes radiactivos en la RPS se analiza la aplicabilidad del Resumen de cuestiones reguladoras RIS 2002-10 relativo a la revisión de los límites de dosis a la piel recogidos en el 10CFR20. El Titular concluye que no aplica a CN Trillo por disponerse de normativa nacional, lo que es aceptable ya que esos límites están recogidos en el RPSCRI.

En el período de tiempo que cubre la segunda RPS ha habido actualizaciones de las siguientes Guías reguladoras: RG-1.21 «Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste» en el 2009; RG-1.112 «Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Light-Water-Cooled Power Reactors» en el 2007; y RG-4.21 «Minimization of contamination and radioactive waste generation: Life cycle planning» en el 2008. Sin embargo, en el marco de la NAC y tras una reunión con la SCN, se decidió finalmente no requerir a CN Trillo su análisis por estar cubiertos los aspectos tratados en ellas en las normas españolas o alemanas aplicables. Por lo tanto, se considera aceptable que no se hayan analizado en el contexto de la RPS.

En relación con el análisis de nueva normativa relacionada con temas de emplazamiento, la evaluación del CSN concluye lo siguiente:

- a) En lo relativo a la normativa del país de origen del proyecto, el CSN solicitó al titular que se considerase en las Bases de Licencia (BL), la revisión de 2006 de la KTA 1508, sin embargo no ha sido considerada ya que el Titular opina que su contenido técnico es menos restrictivo que el establecido en la RG 1.23 (Rev.1) de la USNRC y que ésta ya ha sido aplicada por C.N. Trillo al renovar su propia instrumentación. Esta opinión fue compartida ya por los evaluadores, desde que se analizó con detalle; sin embargo en la Tabla 2.3.11-1 del Estudio Final de Seguridad, que recoge todas las bases de licencia no está contenida la rev.1 de la guía citada, sino que sigue la rev.0. Por lo tanto se debe requerir al titular que incluya la revisión 1.
- b) En cuanto a la KTA 2201.1 de noviembre de 2011, el Titular expone que se aplicó la versión de 1990, salvo en lo relativo a espectros de respuesta. Que fue requerido en la Autorización de Construcción la aplicación de la RG 1.60 y para la instrumentación e inspecciones post-sismo se considera la RG 1.167. Al haber aplicado CN Trillo metodología de márgenes sísmicos de EPRI, con el criterio de

0,3g y teniendo en cuenta que tras el accidente de Fukushima se van implantar mejoras para garantizar el cumplimiento de dicho margen sísmico, se puede considerar aceptable no haber considerado la versión de noviembre de 2011 de la KTA citada.

- c) Respecto a la RG 1.167, Rev. 0 de marzo de 1997, que se consideraba que debía haberse incluido en la actualización de las BL, en este caso perteneciente a la Normativa Americana . Dicha guía ha sido considerada en la tabla 2.3.11-1 del Estudio Final de Seguridad, e incluye una nota en la que añade que en el “Ap.3 del Anexo. Se prevé a corto plazo transformar los procedimientos de 18-EC-000591(debidos a Fukushima), que siguen las directrices, métodos y criterios de EPRI NP-6695 (endosado por RG 1.167 con excepciones) en procedimientos de planta. SL-12/028”. Por lo tanto se puede considerar cumplido el requisito.
- d) En cuanto a los requisitos de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) relativos a los parámetros del emplazamiento, se concluye que tanto la RG 1.23. rev. 1 como la G.L. 89-22 han sido consideradas en la NAC. Las normas KTA 2201.2 y 2201.5, no están incluidas ni en la NAC ni en las BL.
- e) Respecto a la KTA 2206 y RG 1.167 no están incorporadas en la NAC pero sin embargo sí están incorporadas en las BL del ES.

Mediante escrito de 4 de septiembre de 2014 (nº de registro de entrada CSN 43042) CNAT ha remitido un informe complementario de respuesta a la ITC de la NAC y RPS en el que incluye las evaluaciones de la KTA 1508 y de la KTA 2201.1 que han sido evaluadas por el CSN.

3.3.4 Comportamiento de Equipos

3.3.4.1 Regla de Mantenimiento

El alcance de la evaluación del apartado de la documentación de la RPS relativa a la Regla de Mantenimiento se ha centrado en los puntos que se indican a continuación, de acuerdo con lo indicado en el apartado 4.2 de la Guía de Seguridad 1.10. En concreto, el alcance de la RPS en lo referente al análisis del comportamiento de equipos y relacionado con la RM debe comprender:

1. El cumplimiento con la Regla de Mantenimiento (o normativa equivalente)
2. Una valoración de los cambios habidos en los planes de mantenimiento preventivo (mecánico, eléctrico e instrumentación y control)
3. Una valoración de la evolución global de los procesos y procedimientos incluidos dentro del alcance de la RPS, identificando:
 - Modificaciones realizadas, sus objetivos, las acciones derivadas, su implantación, las mejoras obtenidas y las deficiencias detectadas en su sistemática de implantación.
 - Planes futuros para aumentar la seguridad de la central.

La revisión debe estar orientada a identificar posibles tendencias negativas para la seguridad en el comportamiento de los equipos, así como a comprobar la adecuación de las acciones correctoras derivadas del análisis realizado del comportamiento de los equipos y su completa implantación.

Las conclusiones obtenidas por la evaluación CSN son las siguientes:

- Al final del periodo evaluado por la RPS, la RM se encuentra implantada correctamente en CN Trillo.
- El Titular ha vigilado durante el periodo evaluado el comportamiento de las ESCs incluidas dentro del alcance de la RM y realizado su clasificación en categoría (a)(2) o (a)(1) en función de su comportamiento.
- El cumplimiento con el apartado (a)(3) de la RM ha sido adecuado durante el periodo cubierto por la RPS.
- CNAT dispone de herramientas para dar un adecuado cumplimiento a los requerimientos del apartado (a)(4) de la RM y, salvo excepciones, realiza una correcta evaluación y gestión del riesgo asociado a las actividades de mantenimiento.

Como consecuencia de la aplicación de la RM en el periodo cubierto por la RPS se han introducido modificaciones en el programa de mantenimiento preventivo del Titular con el objetivo de mejorar el comportamiento de los ESC en alcance, lo que constituye el objetivo fundamental de la Regla de Mantenimiento.

En relación con el comportamiento de equipos en el periodo evaluado se puede concluir lo siguiente:

- La RM ha servido para sistematizar la recogida de datos de comportamiento de equipos (fallos funcionales, indisponibilidades y sucesos a nivel de planta) y la realización de un análisis de tendencias. Esto ha permitido detectar deficiencias en el comportamiento de equipos y la toma de acciones correctoras para solucionar las causas de las mismas.
- En el periodo cubierto por la RPS se han producido entradas de sistemas en (a)(1), tanto por fallos repetitivos como por superaciones de criterios de comportamiento, lo que es indicativo de comportamientos degradados de equipos. Sin embargo, no se han producido repetidas entradas en (a)(1) de un mismo tramo/sistema, con las excepciones recogidas en el punto 5.1.2 del documento de la RPS remitido por CNAT.
- El tiempo medio de permanencia de los sistemas en (a)(1) es elevado. Este hecho es debido, por una parte, a los retrasos en la edición de los análisis de determinación de causa y en la consiguiente toma de acciones correctivas, y por otro, a que se establecen, en general, unos objetivos para la salida de (a)(1) a muy largo plazo, en ocasiones asociados a acciones o comprobaciones durante las paradas de recarga. El Titular había establecido medidas en la fecha de cierre del periodo de la RPS

para reducir los plazos de edición de los Análisis de Determinación de Causa (ADC), adaptándose a lo requerido en la IS 15 y la G.S 1.18.

- En el apartado 5.3 del presente informe se han recogido los sistemas categorizados en (a)(1) en la fecha de cierre del informe de la RPS y los motivos para dicha categorización, así como otros sistemas que, si bien se encontraban en esa fecha en (a)(2) se considera que han tenido problemas de comportamiento significativos durante el periodo evaluado, que habían sido solventados en la fecha de cierre de la RPS.

Con respecto a la calidad de la documentación recogida en la RPS relativa al cumplimiento con la RM y al comportamiento de equipos hay que destacar que CNAT no ha incluido en la RPS información acerca de los siguientes puntos:

- Establecimiento de los criterios de comportamiento de las ESC en el alcance de la RM.
- Cumplimiento con el apartado (a)(4) de la RM en la central durante el periodo cubierto por la RPS.
- Valoración específica de los cambios incorporados en los planes de mantenimiento preventivo (mecánico, eléctrico e instrumentación y control) como consecuencia de la aplicación de la RM en el periodo cubierto por la RPS. De forma indirecta se recoge en la información de la tabla del apartado 5.5.1.3 de la RPS.
- Valoración de los resultados de comportamiento y tendencias de los sistemas incluidos dentro del alcance de la RM durante el periodo cubierto por la RPS.

No obstante, la evaluación ha podido solventar la ausencia de estos puntos en el documento de la RPS con información complementaria disponible en el CSN obtenida de CNAT y de inspecciones y evaluaciones del CSN.

La evaluación consideró que el Titular debía completar la información contenida en la RPS incluyendo una valoración de los resultados de comportamiento y la tendencia de los sistemas incluidos dentro del alcance de la RM durante el periodo cubierto por la RPS

Tal y como se recoge en el apartado 5.3, con fecha 30 de mayo de 2014, CNAT ha enviado el documento PM-14/015 en respuesta a la CSN/PIA/CNTRI/TRI/1404/17, en el que realiza la valoración solicitada, por lo que este punto puede considerarse cerrado.

Con respecto a la evaluación realizada de la información incluida en el informe de la RPS se considera que se debe solicitar al titular que tome medidas para solventar los siguientes aspectos:

- Documentar adecuadamente las bases en las que se fundamentan los criterios de comportamiento establecidos, de forma que los valores sean traceables. El establecimiento de los valores debe adaptarse a lo requerido en la G.S 1.18.

- El uso del monitor de riesgo fuera del horario laboral para realizar las evaluaciones requeridas por el apartado (a)(4) debe complementarse con la realización de evaluaciones cualitativas en las situaciones no cubiertas por el monitor como son, por ejemplo, los ESC relacionados con la seguridad que no se encuentran dentro del alcance del APS nivel 1 de sucesos internos.

Para las dos acciones anteriores se considera razonable un plazo máximo de un año desde la aprobación de la RPS.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que llevará a cabo ambas acciones antes del 31 de diciembre de 2015.

3.3.4.2 Programa de Inspección en Servicio

Los criterios de evaluación se incluyen en la documentación de referencia utilizada en la evaluación:

- Guía de Seguridad 1.10 del CSN “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares”, rev. 1, 2008.
- “Guía de Evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de las Centrales Nucleares”, CSN, PA.IV.17, rev. 0.
- Sección XI del Código ASME, en diferentes ediciones y adendas.
- Parte 50 del título 10 del Code of Federal Regulations (10 CFR 50).
- Normativa diversa aplicable a los programas de inspección en servicio, guías reguladoras de la NRC, cartas genéricas, ANSI/ASME OM, Casos de Código, NUREG, etc.
- Manual de Inspección en Servicio (MISI) con las revisiones vigentes en el periodo considerado en la RPS.

Este periodo de evaluación correspondiente a la RPS se corresponde con la finalización del segundo intervalo de 10 años y el inicio del siguiente periodo del tercer intervalo de inspección en servicio:

- 2º intervalo: Segundo periodo de inspección hasta septiembre de 2005, que incluye las paradas de recarga, 14ª R-2002, 15ª R-2003, 16ª R-2004 y 17ª R-2005. Tercer periodo de inspección hasta septiembre de 2008, final del segundo intervalo, que incluye la 18ª R-2006, 19ª R-2007 y 20ª R-2008.
- 3º intervalo: Primer periodo de inspección hasta septiembre de 2011, que incluye la 21ª R-2009, 22ª R-2010, 23ª R-2011 y 24ª R-2012.

A continuación se recogen los aspectos más reseñables relacionados con la inspección en servicio.

Tapa de la vasija y sus penetraciones.

De acuerdo con la información proporcionada por el Titular, en el periodo de revisión de la RPS la NRC emitió la Orden EA-03-009 imponiendo requisitos de inspección de las penetraciones de la tapa de la vasija y de las soldaduras en J. En octubre de 2008 la NRC sustituyó esta Orden por el Code Case N-729-1, requiriendo elaborar un programa de inspección aumentada en la tapa de la vasija, tanto las fabricadas en Inconel 600/82/182, como las fabricadas en materiales resistentes a PWSCC, realizando inspecciones visuales a material descubierto y END, no visuales, al material base del manguito térmico y a la soldadura en J de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDM) de centrales Westinghouse.

El informe de la RPS de CN Trillo detalla el diseño de las penetraciones de los CRDM resultando que es distinto al de las centrales Westinghouse, ya que el material no es Inconel 600/182, sino acero ferrítico y están recubiertas de acero inoxidable austenítico tipo 347 estabilizado con Nb. Tampoco existe la soldadura en J de Inconel 82/182, por lo que el Code Case N-729-1 no es de aplicabilidad en CN Trillo. Las penetraciones están sujetas por una zona roscada a la tapa de la vasija. Esta zona roscada está aislada del primario por una soldadura de sellado en ángulo también de acero inoxidable austenítico tipo 347 estabilizado con Nb.

En base a lo anterior, la evaluación considera por tanto no aplicable a CN Trillo los requisitos del Code Case N-729-1.

Los requisitos de inspección aplicables a la tapa de la vasija de CN Trillo son los siguientes:

- Material base de la tapa: Inspección visual por su parte exterior al 100%, zonas de las interfases de los tubos de las penetraciones existentes, zona libre entre la tapa y el aislamiento fijo y conexiones de instrumentación existentes por encima del aislamiento fijo de la vasija y el sistema de fuga de las uniones de los CRDM sobre cada una de las conexiones existentes del sistema YV en los cajones situados encima del aislamiento fijo de la tapa. Estas inspecciones se han venido realizando desde la 14ª R-2002 hasta la actualidad y sus registros han sido comprobados por el CSN durante el desarrollo de las inspecciones documentales de ISI correspondientes.
- Soldadura de sellado del CRD: Inspección visual remota. Se realiza cada periodo de inspección: 9ªR(1997), 13ªR(2001), 18ªR(2006), 21ªR(2009) y 25ªR (2013).

Soldaduras de Inconel.

Durante el periodo dentro del alcance de la RPS ha sido emitida diversa normativa que aplica a CN Trillo en lo que respecta a inspecciones visuales y volumétricas de las soldaduras de Inconel.

El NRC Bulletin 2004-01 “Inspection of Alloy 82/182/600 Materials Used in the Fabrication of Pressurizer Penetrations and Steam Space Piping Connections at Pressurized-Water Reactors” solicitaba, entre otros requisitos, que los titulares de centrales PWR informasen sobre el programa de inspección a aplicar en el futuro a las soldaduras de Inconel a la luz de las grietas aparecidas en este material expuesto a agua o vapor en condiciones normales de operación del sistema primario en varias centrales nucleares.

El CSN emitió la IT de ref. CSN-IT-DSN-07-22 debido a las grietas detectadas en las toberas del presionador de la central de Wolf Creek, siendo respondida por el Titular mediante la propuesta de ref. ATT-CSN-05031 donde se contempla un plan de inspecciones y reinspecciones de las soldaduras disimilares del presionador, ramas frías y calientes y otras localizaciones, mediante ensayos volumétricos con la mejor técnica disponible, superficiales y visuales, a metal descubierto.

En el 10CFR50-55a emitido en 2009 se aprobó el Code Case N-722, en el que se requieren inspecciones visuales a metal descubierto en las soldaduras de Inconel de las ramas frías y calientes y del presionador. Posteriormente en el 10CFR50-55a emitido en 2011 se aprobó el Code Case N-722-1, para la realización de exámenes visuales en todos los componentes de Inconel 600/82/182. Asimismo, la evaluación considera aceptable la inspección por ultrasonidos desde el interior de los componentes o la inspección superficial por el exterior, en vez del examen visual. La inspección visual no aplica a componentes de Inconel mitigado por Weld Overlay.

El programa de inspección se desarrolla en el capítulo 13 del Manual de Inspección en Servicio de CN Trillo.

Por último, mediante el 10CFR50.55a emitido en junio de 2011, se requirió la aplicación del Code Case N-770-1 para la realización de exámenes visuales y volumétricos. Asimismo en el párrafo 10CFR50a(f)(3) se requiere la realización de una inspección base de referencia cualificada (requisitos GRUVAL) a las áreas de los ítem A-1, A-2 y B en la primera recarga que comience después del 20 de enero de 2012.

Las inspecciones asociadas a la aplicación de la normativa anterior han sido verificadas presencial o documentalmente por el CSN mediante el programa de inspecciones PBI de Inspección en Servicio.

Generadores de vapor.

En el año 2006 el CSN solicitó al titular de CN Trillo el análisis de aplicabilidad de la GL 2006-01 “Steam Generator Tube Integrity and Associated Technical Specifications” mediante la Instrucción Técnica de ref. CSN-IT-DSN-06-8. El Titular consideró conveniente complementar el programa existente de integridad de los tubos de los GGVV con una ampliación del porcentaje de los tubos a inspeccionar en cada recarga, de manera que se inspeccionase un GV al 100% en recargas alternas, con objeto de inspeccionar el total de tubos de los tres GGVV en intervalos de seis años.

La realización de estos ensayos ha sido verificada presencial o documentalmente por el CSN mediante el programa de inspecciones PBI de Inspección en Servicio.

Edificio de Contención

Para verificar que se mantienen las funciones proyectadas de la contención a lo largo de su vida se somete a pruebas periódicas de estanqueidad (ILRT) de acuerdo con los criterios establecidos en las KTA-3401.4 y KTA-3405.

Según el Requisito de Vigilancia (RV) 4.5.1.6 la prueba integral de tasa de fugas (ILRT) debe realizarse cada 4 recargas, en coherencia con lo requerido por la KTA 3405.

El Titular incluye en su informe tanto los datos correspondientes a las pruebas ILRT llevadas a cabo durante las recargas 17 (año 2005) y 21 (año 2009) como una valoración de los mismos, concluyendo que todos los resultados de fugas e índices de dispersión están por debajo de los límites de aceptación, por lo que se consideran aceptables.

Adicionalmente, aunque fuera del período de esta RPS, CN Trillo ha llevado a cabo una ILRT en la recarga del año 2013. Personal del CSN inspeccionó la realización de esta ILRT. Los resultados fueron aceptables, pero surgieron algunos aspectos de mejora en relación con la ejecución de la prueba y con sus procedimientos (cotas de los sensores, volumen libre de la contención, calibración sensores de humedad, etc).

Se ha analizado la oportunidad de requerir a CN Trillo la inclusión en sus Bases de Licencia del apartado 5.9 de la norma ANSI-ANS-56.8 revisión de 1994 (en la actualidad está incluida en las Bases de Licencia la revisión de 1981). El apartado 5.9 se refiere a la prueba de verificación de la instrumentación, y la novedad respecto de la revisión que es Base de Licencia de Trillo, está en que se limita el tiempo entre el final de la fase de prueba y el comienzo de la fase de verificación de la instrumentación. El Titular ha aceptado utilizar esta norma como referencia para futuras ILRT.

Procedimientos GRUVAL (Grupo de Validación).

Como consecuencia de que el Código ASME XI en su edición de 1989 indicaba que las inspecciones debían de realizarse con métodos validados, en España se creó el Grupo de Validación (GRUVAL) tras la apreciación favorable del CSN en 2004 de la aplicación de la metodología CEX-120 de validación de los Ensayos No Destructivos (END) empleados en la ISI de CCNN españolas, como alternativa a los requisitos del Apéndice VIII de la Sección XI del Código ASME.

Conforme al calendario de aplicación de dicha metodología, se aprobaron los siguientes procedimientos de inspección:

- GVL-PR-004. “Procedimiento Genérico para la detección y dimensionamiento en longitud de defectos en la inspección manual por ultrasonidos de soldaduras en tuberías ferríticas e injertos de las CCNN españolas”, junio 2006.
- GVL-PR-005. “Procedimiento genérico para la detección y el dimensionamiento en longitud de defectos en la inspección manual por ultrasonidos de soldaduras en tuberías austeníticas e injertos de las CCNN españolas”, junio 2006.
- GVL-PR-006. “Procedimiento genérico para el dimensionamiento en profundidad de defectos en la inspección manual por ultrasonidos de soldaduras en tuberías e injertos de las CCNN españolas”, junio 2006.
- GVL-PR-009. “Procedimiento genérico para la detección y dimensionamiento en longitud de defectos en la inspección manual por ultrasonidos de soldaduras bimetalicas de las CCNN españolas”, 2009.

En la 19ªR (2007) el Titular aplicó los procedimientos de ref. GVL-PR-004, GVL-PR-005 y GVL-PR-009. En el caso particular de la inspección de soldaduras bimetalicas la secuencia de inspección fue la siguiente: en la 21ªR(2009) se realizó inspección de las soldaduras bimetalicas del presionador mediante el procedimiento genérico de inspección de EPRI; posteriormente, y tras su aprobación, se realizó la inspección mediante el procedimiento de ref. GVL-PR-009 de las soldaduras bimetalicas de los lazos de recirculación y presionador en las 22ªR(2010), 23ªR(2011) y 24ªR(2012).

Tal como queda reflejado en el apartado 4.1.5 del presente informe, en el párrafo 10CFR50a(f)(3) se requiere la realización de una inspección base de referencia cualificada (requisitos GRUVAL) a las áreas de los ítem A-1, A-2 y B en la primera recarga que comience después del 20 de enero de 2012. Como consecuencia, durante la 24ªR(2012) se realizó la Inspección Base de Referencia de las soldaduras requeridas por el Code Case N-770-1, excepto las cinco soldaduras (conexiones del sistema de control a la rama intermedia y a las ramas frías, y conexión de la línea de aspersion normal al presionador desde el lazo 10 del sistema de refrigeración del reactor) cuya configuración no era la estándar y no disponía de un procedimiento de inspección cualificado.

CNTRI solicitó en Mayo de 2012 una exención temporal de Inspección Base de Referencia de las citadas cinco soldaduras desde la parada de recarga de 2012 hasta la del año 2013, para poder cualificar un procedimiento específico aplicable a esa configuración, siendo apreciada favorablemente esta solicitud por el CSN mediante carta de ref. CSN/C/SG/TRI/12/03 basada en el informe de evaluación de ref. CSN/IEV/GEMA/TRI/1205/632. No obstante estar fuera del intervalo de revisión de la RPS, la situación actual es que las soldaduras no estándar se han inspeccionado en 2013 con una revisión interina del procedimiento GVL-PR-009 rev. 1, modificado con la inclusión de las cinco áreas y sus características de inspección, estando pendiente la finalización formal del proceso de validación según CEX-120.

La realización de algunos de los ensayos anteriores ha sido verificada presencial o documentalmente por el CSN mediante el programa de inspecciones PBI de Inspección en Servicio.

Valoración de los resultados más relevantes.

Las inspecciones y pruebas realizadas por el Titular de CN Trillo en cada parada de recarga se realizaron de acuerdo con los programas específicos de inspección. En los informes de inspección, principalmente en los coincidentes con el final de cada periodo de inspección y con el final del primer intervalo se incluyen las tablas de control de control de inspecciones donde se justifica el cumplimiento con los porcentajes mínimos y/o máximos requeridos por la normativa aplicable al final de cada periodo y del intervalo de inspección. La verificación del cumplimiento ha sido contrastada por el CSN mediante la realización de las correspondientes auditorías a los diferentes informes de resultados de inspección de cada parada.

La valoración de los resultados más relevantes de los programas ISI presentados por el Titular se refiere a las siguientes inspecciones y pruebas:

- END- Bombas principales.
- Soportes y amortiguadores.
- Corrientes inducidas en generadores de vapor.
- Pruebas funcionales de válvulas.
- Pruebas funcionales de bombas.
- Pruebas hidrostáticas y de presión.
- Inspección de las varillas de las barras de control.
- Edificio de contención.
- Pines guía de elementos combustibles.

Las conclusiones de la evaluación relativas a este capítulo de la RPS son las siguientes:

1. El análisis de los resultados de los distintos programas de inspección en servicio se ha realizado de manera global, analizando su coherencia, el tratamiento de los

resultados más relevantes y los planes de mejora llevados a cabo, dado que el análisis detallado se realiza mediante informes específicos o mediante las inspecciones PBI del CSN tanto presenciales como documentales.

2. Los resultados de los programas de inspección y pruebas permiten considerar que en la actualidad no existe evidencia de ningún fenómeno degradatorio no controlado en la envolvente a presión del circuito primario de refrigeración del reactor ni en los demás sistemas de seguridad y sus soportes.
3. La información proporcionada por CNAT en lo relativo a la definición y alcance del programa de inspección aplicable a las varillas de las barras de control, se deberá ampliar en la próxima revisión del documento de la RPS.
4. En el informe presentado por CNAT no se identifica la nueva frecuencia de las inspecciones a realizar al cladding de las bombas principales tras la sustitución de los segmentos, por lo que el Titular deberá incluir esta información en la próxima revisión del informe de la RPS.
5. CN Trillo va a modificar su procedimiento de vigilancia para referenciar la norma ANSI-ANS-56.8 en su revisión de 1994 (apartado 5.9) y lo tendrá en cuenta en la ejecución de las futuras pruebas ILRT. La revisión del procedimiento de la prueba, así como la consideración, a efectos prácticos, de la norma de 1994 llevan un proceso de revisión de documentos de operación que el CSN seguirá a través de sus inspecciones a las ILRT, no siendo necesario requerir nada específico para la Autorización de Explotación.

Posteriormente, CNAT ha remitido la información anterior (puntos 3 y 4) y la evaluación del CSN considera adecuado dicha información, que deberá incorporarse en la revisión de la RPS de acuerdo con lo acordado en la reunión técnica de julio de 2014 (acta de reunión TR-14/00005).

3.3.4.3 Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas

El objetivo de este capítulo de la RPS es analizar los posibles resultados de los RVs establecidos en las ETFs con el fin de identificar la posible existencia de un proceso de degradación de los equipos y sistemas necesarios para la operación segura y fiable de la central, así como la comprobación de la adecuación e implantación de las acciones correctoras derivadas del análisis del comportamiento de los mismos.

La evaluación de CSN se ha realizado separadamente para las diferentes disciplinas. La ejecución de los RVs relativos se ha venido siguiendo de manera periódica mediante inspecciones realizadas durante los periodos de recarga, realizándose también un seguimiento de los análisis de los fallos ocurridos durante los mismos y de las acciones derivadas de dichos análisis. Asimismo se ha realizado un seguimiento sistemático a través de la actuación de la Inspección Residente del CSN en C N Trillo.

La evaluación del CSN ha realizado una valoración de los resultados del SISC en relación con las ETF y RV, comprobando que no ha habido ningún hallazgo superior a verde en relación a incumplimientos de ETF y RV.

El porcentaje de Procedimientos de Vigilancia fallados observados por la Inspección Residente es del 2%, mayor que el indicado por el Titular (1 %). No obstante, teniendo en cuenta que:

- La muestra seleccionada por la IR es mucho menor que el número total de PV realizados y valorados por el titular
- La muestra seleccionada por la IR no es aleatoria sino que intenta presenciar aquellos PV en los que se sospecha puede haber algún problema
- Dentro del porcentaje de PV fallados observados por la IR se incluyen los PV que constituyen una prueba post mantenimiento. Estos fallos no deberían tenerse en cuenta en el análisis.

El porcentaje (1 %) de PV fallados determinado por el titular se considera razonable. Por otro lado, también hay que indicar que de los resultados de las revisiones al PAC del titular no se han observado tendencias adversas o problemas generalizados en los resultados de la realización de PV que pudieran ser significativos.

El contenido del informe de la RPS de C N Trillo se considera adecuado y acorde con la Guía de Seguridad nº 1.10 del CSN.

3.3.4.4 Calificación ambiental y sísmica de Equipos

En el periodo de vigencia de la RPS (enero de 2002 a diciembre 2012) se ha realizado un seguimiento del Programa de Calificación Ambiental de CN Trillo en base al contenido de las revisiones 1 a 11 del Informe de calificación Ambiental (ICA).

Con respecto a la normativa para demostrar la calificación de los distintos equipos, se estableció lo siguiente:

- Para los equipos suministro de KWU, se exigió el cumplimiento de la especificación DD-7084.4c de KWU, complementada por las normas KTA aplicables.
- Para los equipos del BOP, suministrados bajo especificaciones de Empresarios Agrupados, se exigió el cumplimiento de la normativa americana y en concreto la IEEE-323-1974, complementada por los requisitos del NUREG 588 categoría I.

La normativa básica aplicable al Programa de Calificación Ambiental de CN Trillo, durante el periodo de aplicación de la RPS ha sido la siguiente:

Normativa americana:

- Código 10 CFR 50.49. Nureg 0588, IEEE-323-1974 y la RG-1,89 revisión 1. Las normas anteriores se han complementado, para los distintos tipos de equipos eléctricos con normativa específica:
 - IEEE-317- para penetraciones eléctricas
 - IEEE-334-para motores eléctricos.
 - IEEE-382-para actuadores de válvulas
 - IEEE-383-1974-para cables eléctricos.

Normativa Alemana:

- KTA-3501, KTA-3706 y especificación de KWU, DD-7084.4c, complementada para equipos concretos por las siguientes KTA. específicas:
 - KTA-3502-para la instrumentación post accidente.
 - KTA-3503-para módulos eléctricos del sistema de protección
 - KTA-3504-para actuadores de válvulas
 - KTA-3505-para sensores y transmisores.

Los criterios de aceptación para el desarrollo del Programa de Calificación Ambiental de equipos de CN Trillo son los definidos, de forma general, en el 10 CFR 50.49.

Los equipos que deben incluirse en el alcance del programa son los denominados como “*Importantes para la seguridad*”, que se definen en el párrafo (b) del 10 CFR 50.49. En la KTA-3502, se describen los criterios para la selección de aquellos equipos de instrumentación post accidente, que deben incluirse en el programa

Las Conclusiones de la evaluación del informe sobre la RPS son las siguientes:

- El Programa de Calificación Ambiental de Equipos de CN Trillo, desarrollado durante el periodo de vigencia de la RPS y que se resume en el ICA, actualmente en su revisión 11, cumple con los requisitos de la normativa aplicable.
- El CSN ha revisado la documentación soporte de los procesos de calificación de los equipos incluidos en el alcance del ICA, para un número significativo de equipos, en las distintas inspecciones realizadas y, salvo para dos casos identificados mas adelante, se considera que la misma es adecuada y suficiente de acuerdo con los requisitos de la normativa aplicable.
- Las actividades de mantenimiento de la calificación ambiental se realizan de manera adecuada, en base a las correspondientes “*Fichas de Mantenimiento*“, realizadas por la Ingeniería responsable y sus requisitos se trasladan a las gamas y procedimientos de

mantenimiento de planta para su aplicación, por lo que cumplen con la normativa aplicable.

- Las actividades de obtención y gestión de repuestos, para equipos calificados, se realizan de manera adecuada en base a los procedimientos establecidos al respecto por la normativa aplicable.
- Asimismo se considera que el contenido del apartado 5.5.4 del informe sobre la RPS de CN Trillo, describe de manera aceptable la evolución del Programa de Calificación Ambiental, desarrollado en la central, sus características, su documentación soporte, sus objetivos, las futuras actuaciones al respecto y la valoración de sus resultados.
- CN Trillo ha justificado la calificación de los cables eléctricos suministro de KWU, requeridos de calificación ambiental, identificados en la evaluación de la anterior RPS y ha cumplido con lo requerido por la ITC-15 de su vigente Autorización de Explotación.

Sin embargo la evaluación considera que el Titular de CN Trillo debe resolver las deficiencias documentales detectadas en la inspección realizada por el CSN en abril de 2014, de acuerdo a lo siguiente:

- En relación con la modificación de diseño 4-MDE-1877-00/01, que afecta a las cámaras de ionización XQ01RO1/002CN, CN Trillo deberá remitir al CSN la información necesaria para justificar la calificación de estos equipos para funcionar, bajo las condiciones ambientales de LOCA dentro de la contención, de acuerdo con lo indicado en la ficha FE-2278 del ICA revisión 11. En caso de no disponer de dicha documentación, CN Trillo deberá proponer las acciones correctoras necesarias al respecto.
- En relación con el estado de calificación de los conectores Auma SAN ELS01.1, instalados en los actuadores de las válvulas RL-21/22/23-S001/S003/S012, CN Trillo deberá confirmar si el prensaestopas HUGRO instalado en estos conectores es idéntico al prensaestopas calificado en el informe S561/92/e70, fabricado por Lapp GmbH. Asimismo deberá confirmar si la junta de estanqueidad conector-actuador de material NBR 70 calificada en el anterior informe, está actualmente instalada en los actuadores RL-21/22/23-S001/S003/S012.

En caso de no confirmarse lo anterior, CN Trillo deberá proponer las acciones correctoras necesarias para justificar la calificación de los conectores.

En cuanto a la cualificación de las cámaras de ionización la conclusión fue comunicada al titular en una reunión celebrada el 17 de julio. El Titular ha aportado información adicional en base a la cual la evaluación considera cerrado el tema.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que antes del 31 de diciembre de 2014 presentará un plan de calificación de los conectores Auma que deberá estar concluido antes del 31 de diciembre de 2015.

El alcance de la evaluación sobre calificación sísmica de equipos ha sido la comprobación del tratamiento dado por CN Trillo en la RPS a los criterios aplicados para la clasificación sísmica de equipos y componentes, de acuerdo con lo indicado en la KTA 2201-1 Edic. 1975, a los requisitos sísmicos para la calificación de equipos y componentes, métodos de calificación sísmica (mediante ensayos, análisis o una combinación de ambos) y estado de desarrollo de los informes/dosieres de calificación sísmica (informes de fabricantes, listas de comprobación de Calificación Sísmica y Lista Maestra de Calificación Sísmica de Equipos Eléctricos y Mecánicos).

La evaluación ha revisado asimismo los aspectos relativos a la Gestión de repuestos calificados, a la Compra de equipos calificados y al Programa de dedicación de componentes en su estado anterior a la emisión por el CSN de la Instrucciones Técnicas derivadas del Hallazgo de inspección, categorizado como blanco, que se abrió a esta central en 2012 al descubrirse que se habían instalado componentes de grado comercial en posiciones de seguridad sin llevar a cabo el proceso de dedicación requerido.

La información presentada, conjuntamente con la requerida durante la evaluación, así como la disponible en el CSN derivada de las inspecciones y evaluaciones realizadas sobre el mismo tema, se considera adecuada y suficiente para el alcance de la evaluación realizada.

La evaluación concluye que el estado de calificación sísmica de la Central, considerando las modificaciones de diseño implantadas en el periodo 2002-2012, cubre los requisitos de la normativa aplicable desde el comienzo de la explotación y los adicionales establecidos por el CSN para la calificación sísmica de nuevos equipos y componentes, de forma que se garantiza el mantenimiento de dicha calificación.

La evaluación ha encontrado la necesidad de modificar la redacción del texto incluido en la RPS en relación con la aplicación, para la calificación sísmica mediante ensayo de equipos o componentes, de la edición del 2004 de la norma IEEE 344, con las puntualizaciones indicadas en la Regulatory Guide 1.100 de 2009. El Titular ha comunicado por escrito que incorporará la aclaración requerida en la revisión 1 del documento de la RPS.

3.3.4.5 Gestión de Vida

La finalidad de la evaluación ha sido verificar que CNAT, dentro del periodo considerado para esta segunda Revisión Periódica de la Seguridad y siguiendo las directrices metodológicas de su Plan de Gestión de Vida (en adelante PGV-CNT), puede alcanzar la vida de diseño sin deterioro de la seguridad, y evitando la degradación imprevista de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) importantes para la seguridad.

En el presente informe se evaluarán los apartados sobre gestión de vida del documento RPS-2, que corresponden con el apartado 5.5.5 “Gestión de Vida”, y el anexo 5.5.5, dentro del capítulo 5.5 sobre comportamiento de equipos, y el apartado 5.9.15 “Programas de

gestión de vida”, dentro del capítulo 5.9 sobre programas de evaluación y mejora de la seguridad.

Se han utilizado fundamentalmente como criterios de evaluación la instrucción de seguridad IS-22 del Consejo de Seguridad Nuclear sobre “Requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares” (BOE nº 166 de 10/07/2009).

Las conclusiones alcanzadas por la evaluación del CSN son las siguientes:

- CNT ha presentado la documentación requerida por la GS1.10 del CSN, en cuanto a los aspectos fundamentales a desarrollar en el Informe RPS: periodo objeto de la revisión, alcance, fuentes de información, y especialmente, el contenido básico a cubrir por el informe sobre el aspecto de la gestión de vida de la instalación.
- El cumplimiento de la normativa y los criterios de aceptación aplicables al PGV descritos en el documento RPS son aceptables.
- La organización del Titular relacionada con la gestión de vida se considera adecuada para un correcto desarrollo y seguimiento de las actividades ligadas a la misma.
- En cuanto a la dinámica de adquisición, registro y gestión de información relativa a la gestión de vida, el Titular ha desarrollado una base documental soporte estructurada donde queda expresada la metodología, criterios, análisis, resultados y referencias que sirven de fundamento y soporte al PGV y el general al proyecto de gestión de vida.
- Así mismo, el Titular contempla la edición de informes específicos dedicados a los diferentes aspectos de la GV (alcance y selección, materiales, ambientes, fenómenos y efectos degradatorios, programas de gestión, propuestas de mejora,...) así como un proceso de resolución de discrepancias y propuestas de mejora.
- CNAT los gestiona de manera adecuada el seguimiento de compromisos con el CSN, como se evidencia durante las inspecciones.
- En cuanto a Alcance y Selección de ESC, la metodología de la Revisión de la Gestión del Envejecimiento (RGE) se concluye que CNAT ha adoptado los criterios de la IS-22, y ha desarrollado una base documental suficiente.
- La previsión de CNAT es la de finalizar la etapa de la RGE en el año 2014, incluido el proceso de formalización de todos los PGE ligados a la vida de diseño.
- En lo relativo a la metodología de adquisición y análisis de la Experiencia Operativa (EO) aplicable a la gestión de vida, tanto interna como externa, se considera adecuada.
- Durante los análisis ligados a la Revisión de la Gestión del Envejecimiento y en particular en el proceso de definición de los efectos y mecanismos de degradación, el Titular ha ido detectando aquellos casos que constituyen un Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo (AEFT). Estos análisis han sido simplemente identificados pero no resueltos, ya que dicho análisis ulterior sería llevado a efecto en caso de que la instalación se planteara un posible período de vida extendida.

Sin embargo CNAT deberá realizar las acciones siguientes:

- Deberá finalizar y formalizar todos los PGE del catálogo antes de final del año 2014.
- Deberá iniciar la implantación de todos los PGE ligados a la vida de diseño durante el año 2015.
- Deberá resolver e implantar todas las propuestas de mejora de los PGE ligados a la vida de diseño durante el año 2015.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que llevará a cabo esas acciones en los plazos indicados.

3.3.5. Modificaciones de la Instalación

En relación con las modificaciones de diseño implantadas en el periodo cubierto por esta RPS, el CSN ha realizado un seguimiento mediante las inspecciones del Plan Base de Inspección. Dentro del ámbito de la instrumentación y sistemas eléctricos, la evaluación del CSN ha revisado las siguientes modificaciones de diseño:

Entre las modificaciones de diseño implantadas en la planta en el periodo de la RPS, relacionadas con sistemas eléctricos y de instrumentación y control cabe citar como más reseñables, las siguientes:

- Proyecto de Mejora de la Alimentación Eléctrica Exterior (MAE), con la que se sustituyó la segunda alimentación exterior existente desde origen de proyecto por una nueva segunda alimentación exterior de 220 KV, convirtiéndose la antigua línea de 132 KV en la tercera alimentación exterior a barras de salvaguardia.
- Aumento de sección de cables de alimentación de corriente alterna y de corriente continua.
- Sustitución de interruptores de barras de salvaguardia.
- Mejora de la regulación de la excitación de los diesel de emergencia.
- Modificaciones en canales de instrumentación de sistemas de seguridad, tales como sustitución termostatos en el sistema UV-6 y tarjetas de valor límite.
- Medida de módulos de tiempos del sistema de protección del reactor (YZ).
- Cambios de ajustes de tiempos del sistema YZ.
- Revisión de potenciómetros del sistema YZ.
- Cambio de baterías de salvaguardia y emergencia por otras igualmente cualificadas pero de mayor capacidad.
- Instalación del “feed and bleed” del secundario.
- Modificaciones y sustituciones de válvulas motorizadas dentro del proceso de reanálisis de válvulas motorizadas relacionadas con la seguridad, iniciado a partir del requisito regulador expresado en CSN-C-DT-92/494.
- Plan de actualización de transformadores.

A continuación se resumen las modificaciones de diseño (MD) mas importantes realizadas sobre sistemas nucleares:

– *Agua de alimentación de emergencia (RS).*

- Modificación de las bases de diseño del sistema para los modos 4 y 5 (parada fría y parada para recarga respectivamente) reduciendo el volumen requerido en las piscinas del sistema.
- Se ha instalado el Feed & Bleed del secundario para la mitigación de accidentes severos.

– *Sistemas del primario (YA/YB/YC/YD/YP).*

De las MD realizadas sobre estos sistemas, una está asociada a la vasija, tres al circuito primario, tres al presionador y nueve a las bombas de refrigeración del reactor.

Cabe destacar la reubicación de la válvula motorizada de venteo YCI0S001 de la tapa de la vasija, fuera de la cavidad del reactor, con el objetivo de reducir la exposición permanente de la válvula a una elevada temperatura ambiente que provocaba fallos del actuador y pérdida de estanqueidad por los asientos.

En cuanto a las bombas del refrigerante del reactor, se realizaron modificaciones en los internos de las bombas de refrigerante del reactor y se sustituyeron los sellos hidrostáticos por otros de tipo hidrodinámico.

– *Cadena de evacuación de calor residual (TH/TF/VE).*

El mayor número de modificaciones de este grupo (26) se refiere al sistema de refrigeración de emergencia y extracción de calor residual (TH), siete al sistema de agua de refrigeración esencial (VE) y cinco al sistema de refrigeración de componentes nucleares (TF).

La mayor parte de las modificaciones llevadas a cabo sobre el sistema TH se refieren a sustituciones y modificaciones de válvulas, derivadas fundamentalmente de la consideración de nuevos criterios de esfuerzo, empuje y ajuste de par.

También se han llevado a cabo modificaciones en las bombas y en las líneas del sistema. En este último caso, las más significativas han correspondido a las acciones derivadas de la aplicación de la GL 2008-01 sobre la gestión de gases en tuberías, requerida mediante la Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-08-35.

En relación con las MD llevadas a cabo sobre el sistema VE cabe destacar la sustitución de los interruptores que alimentaban al motor de las bombas VE 50 y 70 B001, la instalación de válvulas manuales de corte con enclavamiento, aguas arriba de las válvulas de alivio VE12/22/32S006 y la instalación de nuevos caudalímetros en líneas de suministro de agua de refrigeración a los enfriadores.

Con respecto a las MD del sistema TF cabe destacar la modificación del documento de bases de diseño del sistema, indicando que se debe disponer de una reserva suficiente para la compensación de fugas de 10 horas tras accidente en lugar de 7 días. El motivo fue establecer coherencia entre las bases de diseño y los cambios aprobados de las ETF.

Además de la MD anterior también se ha modificado la lógica de enclavamientos para permitir la puesta nuevamente en servicio del lazo largo del TF tras transitorios operacionales que puedan conducir al cierre de las válvulas de cierre rápido (TF10/30S013/014) sin que sea necesario previamente el rearme manual del enclavamiento que garantiza la operación del lazo corto desde el panel de emergencia. Adicionalmente se han instalado instrumentos de medida de caudal por ultrasonidos en líneas de entrada o salida de enfriadores relacionados con la seguridad en los lazos TF10/20/30 que no disponían de instrumentación fija de medida de caudal.

El objetivo de las MD llevadas a cabo en estos sistemas ha sido conseguir una mejora de su funcionamiento y una mayor fiabilidad para realizar sus funciones de seguridad sin alteraciones en la cadena de refrigeración.

– *Auxiliares del primario (TA/TS/TV/TY/TW).*

A este grupo corresponden 20 MD, prácticamente todas ellas han consistido en sustituir o modificar válvulas.

– *Secundario y servicios auxiliares (RA/RH/RL/RR/RZ/UD/UU).*

Dentro de este grupo se han realizado 11 MD.

Sobre los sistemas de vapor principal (RA), extracciones de baja presión (RH), agua de alimentación (RL), arranque y parada (RR) y purga de los generadores de vapor (RZ), se han llevado a cabo modificaciones en la lógica del sistemas de agua de alimentación con el fin de minimizar el transitorio de enfriamiento del primario tras una rotura de la línea de agua de alimentación en su conexión con el depósito de agua de alimentación, se han introducido nuevas alarmas en sala de control para avisar de posición al 50% en el movimiento de cierre de las válvulas RL01/02/03S003 situadas en la descarga de las bombas de agua de alimentación principal y se han modificado las válvulas de seguridad del RZ para que sean capaces de soportar mayores esfuerzos.

Sobre los sistemas auxiliares de distribución de agua desmineralizada (UD) y de drenajes de equipos convencionales (UL) se han modificado las líneas de caudal mínimo de las nuevas bombas de baja presión del UD y se han modificado el montaje de los instrumentos y su tarado.

- *Agua enfriada esencial (UF) y Sistemas de ventilación (UV y TL).*

En este grupo se han realizado 13 modificaciones.

En el sistema UF se ha sustituido el refrigerante R-12 de las unidades enfriadoras por R-134A para cumplir con la reglamentación europea que prohíbe el uso de CFC's en máquinas refrigerantes, así como el uso del freón R-12. Adicionalmente se han sustituido las válvulas de seguridad de la carcasa del condensador y del evaporador de la unidad enfriadora del sistema UF30 y UF40.

En los sistemas UV se ha modificado el tarado de los instrumentos de temperatura y se ha modificado el enclavamiento de protección a la desconexión de las unidades enfriadoras.

En los sistemas TL se ha cambiado el control de uno de los paneles de control de compuerta cortafuegos para que dicho panel no se encuentre en un área de fuego no protegida por dicha compuerta, se ha cambiado la potencia en calentadores y pruebas del sistema TL, se ha instalado un enclavamiento para una compuerta estanca accionada neumáticamente desde Sala de Control para impedir su apertura sin autorización previa del personal responsable de PR y se ha instalado un muestreador en continuo que permite medidas de C-14 tanto orgánicas como inorgánicas.

Entre las modificaciones de diseño implantadas en la planta en el periodo de la RPS, cabría citar como más reseñables, en lo que concierne a aquellas relacionadas con vertidos y dosis al público la instalación de un muestreador en continuo (TL11 R002) que permite la determinación de la actividad de C-14 en sus formas orgánica e inorgánica, que se realizó para dar respuesta a la Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-08-29 y con objeto de adoptar la Recomendación 2004/2/EURATOM.

En cuanto a modificaciones de diseño relativas a temas de emplazamiento se identifican como más relevantes las siguientes, que afectan a la vigilancia meteorológica y sísmica:

- Mejora del sistema de protección contra rayos en la Torre Meteorológica principal. Se trata de un cambio para mejorar la protección pasiva del sistema y evitar inoperabilidades en las señales.
- Sustitución de la Instrumentación de la Torre Meteorológica Principal (XS50): La modificación es una mejora de la seguridad al actualizar la instrumentación meteorológica.
- Inclusión en el ordenador de proceso de todas las señales meteorológicas. La modificación es una mejora de los procesos de explotación por actualización tecnológica, que no presenta aspectos contrarios a la seguridad.
- Sustitución del sistema de instrumentación sísmica. La modificación ha supuesto una mejora tecnológica necesaria en el sistema.

Todas estas modificaciones se encuentran implantadas. La evaluación concluye que el análisis de seguridad realizado por el Titular es adecuado y la información aportada aceptable.

La evaluación considera adecuado el alcance del análisis realizado sobre las modificaciones de diseño implementadas en la central en el período de la RPS.

3.3.6. Control de la Configuración

El CSN, mediante las inspecciones bienales que realiza al proceso de gestión de modificaciones de diseño y de alteraciones temporales, ha verificado el proceso de gestión de modificaciones de diseño y cambios en la documentación de proyecto y el cumplimiento de la IS-21 rev.1 del CSN.

La RPS de C.N. Trillo no ha identificado acciones de mejora en relación con este apartado del control de la configuración.

3.3.7 Sistema de Gestión

El Titular considera el estado de implantación del Sistema de Gestión satisfactorio, habiéndose implantado definitivamente los cambios necesarios para adaptarse a la IS-19.

Con objeto de verificar el grado de adaptación a la instrucción del CSN IS 19 sobre requisitos del sistema de gestión, el CSN realizó una inspección a la organización CNAT (acta de referencia CSN/AIN/ALO/12/947) en la que se indicó a CNAT que deberían contemplarse en el sistema de gestión los aspectos siguientes:

- Respecto al Anexo 5.9.9 “Garantía de calidad” se pedía enumerar y cuantificar las actividades de la organización de Garantía de calidad durante el periodo, así como una valoración sobre el cumplimiento de objetivos de la organización de Garantía de Calidad e incluir el porcentaje de cada tipo de deficiencias de acuerdo con el número de veces que se han identificado a través de las auditorías y supervisiones.
- Respecto al Anexo 5.9.10 “Planes de autoevaluación y revisiones sistemáticas independientes” se pedía incluir en el apartado 5.9.10.2 “Revisiones sistemáticas independientes” las auditorías realizadas por el Comité de Seguridad Nuclear del Explotador (CSNE) y de igual forma que en las de Garantía de calidad indicar el número de deficiencias y el porcentaje de cada tipo de deficiencias de acuerdo con el número de veces identificadas en el periodo.
- Respecto al Capítulo 5.9.18 “Adquisición y gestión de componentes y materiales” se solicitaba incluir un listado de los elementos y equipos dedicados o comprados dedicados durante el periodo indicando el tipo de dedicación seguida así mismo las dedicaciones fallidas si las ha habido. Así mismo se solicitaba incluir una descripción de la gestión de almacenes.

Estas consideraciones fueron transmitidas a CNAT y la respuesta a las mismas ha sido evaluada por el CSN concluyendo que se han incorporado, por lo que la evaluación considera aceptable la información incluida en la RPS sobre el Sistema de Gestión.

3.3.8 Programas de Mejora de la Seguridad

La evaluación del CSN ha revisado el contenido y conclusiones de los siguientes programas de mejora de la seguridad:

3.3.8.1 Programa para el mantenimiento de las bases de diseño

En su informe el Titular indica que durante la realización del programa de análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS) llevado a cabo durante los años 1995 a 1997 se realizaron análisis de todos los aspectos básicos de la central, desde su diseño, montaje y pruebas hasta la explotación. De estos análisis, una de las acciones consistió en la recopilación de las bases de diseño de los sistemas de seguridad en unos informes completos y contrastados. Todos estos documentos se anexan al documento principal DTR-41. Este documento está sometido al programa de Garantía de Calidad.

Teniendo en cuenta que la revisión de cualquier documento que componga el DTR-41 supone la revisión del documento completo y que el documento DTR-41 no permitía contemplar cuales son los documentos modificadores en transición de cada uno de los documentos, el Titular decidió subdividir el DTR-41 en 46 documentos independientes.

Estos documentos se revisan en un plazo máximo de 5 años.

La evaluación concluye que el Titular da cumplimiento a lo establecido en la GS-1.10.

3.3.8.2 Programa para la adaptación de la NAC establecida

La evaluación de la respuesta de CN Trillo en lo que respecta a la Normativa de Aplicación Condicionada se encuentra evaluada en el apartado 3.4 de este informe.

3.3.8.3 Programa de mejora de la organización y factores humanos.

La evaluación de los aspectos relacionados con el Programa de Organización y Factores Humanos (OyFH) incluidos en la RPS de CN. Trillo se ha abordado desde distintos puntos de vista. Se ha realizado una valoración sobre el desarrollo e implantación del Programa en el periodo RPS atendiendo al estado de los principales elementos del Programa y a la calidad de sus actuaciones. Como criterios se han tomado la existencia de los elementos del programa y las características que para cada uno de ellos recoge el documento de referencia elaborado por el Area APFU del CSN en 1999. Por último, se incluye una valoración final del Programa, que integra las principales consideraciones hechas en cada uno de los puntos anteriores.

CN Trillo dispone desde el año 2000 de un Programa de evaluación y mejora de la seguridad en Organización y Factores Humanos desarrollado en respuesta a la solicitud de la Dirección Técnica del CSN. Su objeto es el de establecer el marco básico de desarrollo de los aspectos de evaluación y mejora de la seguridad relacionados con Organización y Factores Humanos. Las áreas de actuación del Programa se revisan de forma periódica, a través de la emisión de planes bienales de actuación en Organización y Factores Humanos y anualmente se edita un informe con el resumen de las actuaciones más relevantes en cada una de las áreas.

El Titular de CN Trillo ha formalizado sus bases en un documento común para CN Almaraz y CN Trillo y es uno de los planes de mejora de la seguridad que contempla el Sistema de Gestión de CNAT, constituyendo el marco básico de desarrollo de los aspectos de evaluación y mejora de la seguridad relacionados con Organización y Factores Humanos en las centrales nucleares de Almaraz y Trillo.

CNT dispone de una estructura organizativa orientada a lograr el desarrollo e implantación del Programa, con funciones específicas recogidas en su Reglamento de Funcionamiento y el Manual de Organización de CNAT. Asimismo estas unidades organizativas se han dotado con un equipo de especialistas en el área de los factores humanos y organizativos con años de experiencia. El cambio organizativo del año 2009 marcó el asentamiento del equipo de OyFH de la CNT, que se ha mantenido estable en los años sucesivos.

El Titular ha habilitado instrumentos para facilitar la coordinación interna y externa del Programa, entre unidades y con los Programas del resto de centrales españolas, a través de los propios procesos específicos para cada actividad y mediante la creación del Grupo de Organización y Factores Humanos de CNAT y del Comité de Organización y Factores Humanos.

Las áreas de actuación enmarcadas en el Programa de OyFH de CN Trillo responden a la clasificación que se acordó en el Subgrupo Mixto CSN-UNESA de OyFH, durante la fase de lanzamiento de los Programas en todas las centrales españolas. Esta clasificación está basada en las siete categorías que WANO contemplaba en el momento.

El Titular ha llevado a cabo actuaciones en todas las áreas, en función de las necesidades identificadas en cada momento, siguiendo el plan establecido para los sucesivos bienios. El trabajo realizado queda documentado en los informes que el Titular edita anualmente con el resumen de actividades del año anterior.

Los recursos humanos asignados directamente al Programa de OyFH desde su inicio en el año 2002 hasta la actualidad se han visto incrementados. Por otra parte, la evaluación considera que el hecho de disponer de una estructura organizativa específica encargada del Programa constituye una garantía sobre la asignación presupuestaria para el cumplimiento de sus funciones. El volumen y la calidad de las actuaciones llevadas a cabo por el Titular en el marco del Programa respaldan la asignación de recursos realizada por el Titular.

A lo largo de estos años se han desarrollado numerosos procedimientos, generales de CNAT y específicos de CNT, así como procesos que han contribuido a alcanzar el grado de implantación actual del Programa en la organización. Merece especial mención el trabajo realizado en el ámbito del análisis de sucesos desde el punto de vista de organización y factores humanos, en observación y refuerzo de comportamientos y para la reciente puesta en marcha de un Simulador de Factores Humanos, siguiendo una aproximación moderna y práctica; el esfuerzo dedicado al desarrollo e implantación de técnicas de prevención del error humano o la aproximación seguida para sistematizar la incorporación de los criterios de Ingeniería de Factores Humanos en los proyectos de modificaciones de diseño. Procesos como el desarrollado para evaluar y minimizar el impacto de los cambios organizativos en la seguridad de la instalación o el Programa de Cultura de seguridad de CNAT constituyen asimismo contribuciones relevantes a la seguridad impulsada desde el Programa de OyFH de CNT.

En las últimas inspecciones realizadas al Programa se percibe una integración creciente de los aspectos de organización y factores humanos en las distintas actividades de la central. Cabe añadir en este sentido que los especialistas del Titular han señalado un aumento de las solicitudes recibidas en el último periodo, desde otras unidades de la planta, para intervención y apoyo en temas de OyFH en trabajos o actividades específicas.

El Titular ha ido dando pasos adicionales para afianzar su compromiso en relación con el Programa de OyFH de CNAT, estableciendo con ello mayores garantías de continuidad y correcto tratamiento en el futuro.

Desde la perspectiva que las inspecciones del PBI han proporcionado la evaluación considera que el Grupo de OyFH de CN Trillo ha conseguido transmitir el objetivo del Programa en la organización. En los últimos años se ha observado un mayor entendimiento de las actuaciones llevadas a cabo en este marco y se ha experimentado un aumento de solicitudes de apoyo o participación en actividades concretas por parte de otras unidades de la central, reconocido por los especialistas a cargo del Programa en CNT. Se considera que el Programa ha conseguido un grado de implantación en la organización que le permitirá avanzar a buen ritmo en la mejora de las prácticas ya establecidas, con el respaldo de los resultados que se empiezan a hacer visibles.

Recientemente, la Dirección de CNAT ha lanzado el Plan de Actuación 2014 para la mejora organizativa, integrando los planes prioritarios establecidos en 2013 con el plan de respuesta por incidentes operativos. El plan tiene en cuenta asimismo aspectos transversales de mejora identificados en los análisis realizados por WANO e INPO. Sus principales áreas de actuación incluyen programas sobre los que se ha venido trabajando en el marco del Programa de Organización y Factores Humanos.

Como resumen a todo lo anterior la evaluación concluye:

- CN Trillo dispone de un Programa de evaluación y mejora de la seguridad en OyFH que responde en lo esencial a las expectativas del CSN para estos Programas, recogidas en el documento de consideraciones que se transmitió al Titular en diciembre de 1999, así como a los objetivos, criterios y proyectos identificados en el Subgrupo Mixto CSN-UNESA de Organización y Factores Humanos y, de acuerdo con ello, se considera aceptable en el marco de la RPS.
- La información del Programa de OyFH presentada en el informe RPS se considera asimismo adecuada, si bien se propone que el Titular la complete incluyendo en la revisión 1 del informe una mención a aquellas aportaciones del Programa a la seguridad que, en su opinión, hayan tenido mayor relevancia en el periodo analizado.
- Finalmente, se considera necesario que el Titular continúe impulsando este Programa, y que asimismo se realice su supervisión desde el CSN, para conseguir el afianzamiento de determinados procesos iniciados y que el Programa sea capaz de anticipar y abordar necesidades en temas organizativos.

3.3.8.4 Programa de mejora de la cultura de seguridad.

CN Trillo dispone de un Programa de Cultura de Seguridad (CS) con un alto grado de madurez y bien establecido en la organización, recogido en un documento general que establece el modelo teórico (del OIEA) y de gestión del mismo (con un esquema de mejora continua), y en el cual se reflejan las responsabilidades sobre el programa a todos los niveles de la organización y, en particular se establecen las responsabilidades ejecutivas, de supervisión y coordinación para CS de los responsables del Programa de OyFH y de los Grupos Coordinadores de CS de los tres centros de trabajo.

Las actuaciones para la mejora de la CS se establecen a través de Planes de mejora específicos, definidos a partir de las evaluaciones de CS, y de los que se lleva a cabo un proceso de seguimiento y valoración de la eficacia.

El programa cuenta con recursos humanos y materiales adecuados para su implantación, así como con mecanismos de coordinación externos e internos y se integra como parte esencial de los proyectos estratégicos de CNAT, lo que garantiza su continuidad y adecuado tratamiento en el futuro.

Se considera adecuado el enfoque tomado por la organización de CNAT de llevar a cabo evaluaciones externas de la CS de la organización en su conjunto (plantas y oficinas corporativas), sin embargo, se considera que, para obtener realmente una imagen completa de la cultura de la organización se debería ampliar el alcance para incluir de forma total en todas las herramientas de la evaluación de CS al personal contratista.

El proceso de seguimiento de la eficacia ha demostrado su validez al identificar las deficiencias, y permitir reorientar el Plan de acción de CS de 2005, cuya reformulación abrió además una vía de participación de la organización en el análisis de las conclusiones de las evaluaciones de CS y en la definición de las acciones de mejora requeridas para profundizar en la CS.

Se considera que el propio proceso realizado para la elaboración del plan de acción de CS consigue adicionalmente el objetivo de concienciar a la organización sobre la importancia de la seguridad en su trabajo, y de su participación necesaria para lograrla, uno de los elementos fundamentales para la profundización en las sucesivas etapas de la mejora de la CS.

En relación a la documentación relativa al Programa de Cultura de Seguridad en el informe RPS (apartado 5.9.4), se considera adecuada en general, si bien se echa en falta lo siguiente:

- Información sobre a las actuaciones concretas emprendidas por el Titular en el marco de los sucesivos Planes de Actuación de Mejora de CS, incluyendo una valoración de la capacidad (o no) de las mismas de generar en la organización los cambios que con ellas se buscaban.
- Referencia explícita al Proyecto CNAT 5* , proyecto estratégico lanzado por NAT en el año 2004 y en el cual se integró el primer Programa de CS de Trillo

No es objetivo de la evaluación llevar a cabo una valoración del estado de la cultura de seguridad de CN Trillo, sino de los mecanismos establecidos por el Titular para su seguimiento, evaluación y mejora, recogidos en su Programa de Cultura de Seguridad.

Como resumen a todo lo anterior la evaluación concluye:

- CN Trillo dispone de un Programa de Cultura de Seguridad con un alto grado de madurez y bien establecido en la organización.
- Desde la RPS-2002, y de acuerdo a lo solicitado en ella, CN Trillo ha editado el Programa de CS (que ha sufrido tres revisiones posteriores), y ha llevado a cabo dos evaluaciones externas de CS, la segunda de las cuales (2011) ha abarcado a todo el personal de CNAT, incluyendo el personal de las oficinas corporativas de Madrid, y ha incluido parcialmente a los contratistas, en alguna de las herramientas de evaluación. Adicionalmente, CN Trillo ha llevado a cabo dos evaluaciones internas de CS, y ha lanzado tres planes de acción de mejora de CS.

Como aspecto de mejora en relación a las evaluaciones de cultura de seguridad, se considera que el Titular debe valorar la ampliación del alcance de estas evaluaciones para abarcar de forma más completa a los contratistas que prestan sus servicios de forma permanente en la central, de forma que se pueda obtener una imagen completa de la situación de la organización en relación a su cultura de seguridad. Este aspecto debería ser la fase siguiente en la ampliación del alcance de las evaluaciones que CN Trillo viene realizando, en el marco del espíritu de mejora continua del Programa.

- Los mecanismos de seguimiento y valoración de la eficacia establecidos dentro del programa de CS han demostrado su capacidad de vigilancia de posibles disfunciones, al identificar en el caso del Plan de acción desarrollado en 2005 la falta de capacidad del mismo de mover a la organización en el sentido deseado, y de reorientarlo a través de un proceso participativo del conjunto de la organización, y mediante el apoyo de especialistas externos.
- El Programa de CS de CNAT ha establecido dentro de su esquema de definición y desarrollo la implicación de la organización a través de diversas vías de participación.
- La información presentada por el Titular en el capítulo 5.9.4 del informe SL-13/038 es adecuada, si bien podría completarse mediante un detalle mayor sobre a las actuaciones concretas emprendidas por el Titular en el marco de los sucesivos Planes de Actuación de Mejora de CS, incluyendo una valoración de la capacidad (o no) de las mismas de generar en la organización los cambios que con ellas se buscaban, y mediante una referencia explícita al Proyecto CNAT 5*, proyecto estratégico lanzado por CNAT en el año 2004 y en el cual se integró el primer Programa de CS de Trillo.

Por todo ello, se considera que CN Trillo dispone de un Programa de CS con un alto grado de madurez, que tiene establecidas las características esperables en un programa de este tipo, desde el punto de vista de su definición, desarrollo, seguimiento y revisión, con una gran implicación de toda la organización desde la parte más alta de la Dirección hasta el último empleado, y apoyado y liderado por los especialistas en factores humanos y organizativos de los que dispone la organización. Este programa ha demostrado la capacidad de autocrítica y revisión, y, de acuerdo a los resultados de las últimas evaluaciones de CS, está logrando mover a la organización en el sentido de la profundización de la cultura de seguridad.

Se considera que el Programa de Cultura de Seguridad de CN Trillo en el momento que solicita la renovación de su autorización de explotación es adecuado, y cumple con lo requerido para el mismo de acuerdo con las referencias internacionales consideradas en la evaluación.

3.3.8.5 Reducción de dosis al personal.

El apartado 5.9.5 contiene los planes de mejora implantados en la central en el periodo 2002-2012 relacionados con la dosis ocupacionales, con el control de la contaminación y la radiación externa, entre estos se encuentran las modificaciones de diseño, estudios ALARA de reducción de dosis, elaboración de procedimientos con refuerzo de los estándares de PR, modificaciones en procesos y procedimientos en el ámbito de la PR operacional, actualizaciones de cursos de PR, entre otros. Se presenta en este apartado un listado de todos los proyectos ejecutados en la central.

Se han implantado además en este periodo, “Planes de mejora realacionados con potenciales incidentes de emisión de partículas y vigilancia del emplazamiento”, han sido

planes especiales a solicitud del CSN, relacionados con la prevención de emisiones no previstas y con la vigilancia radiológica del emplazamiento.

Relacionado con estos planes se ha ejecutado “El análisis de aplicabilidad del suceso de CC.NN de Ascó 1, relativo a la liberación de partículas por la chimenea de ventilación”.

Se elaboró un Programa Especial de vigilancia del emplazamiento de CC.NN de Trillo, en cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) remitida por el CSN CNTRI/TRI/SG/08/25. Del resultado del programa se ha concluido que la totalidad de las áreas exteriores dentro del emplazamiento de la central nuclear, pueden clasificarse como “no impactadas”.

Se llevó a cabo también un Programa Especial de vigilancia radiológica en el interior de los edificios CC.NN de Trillo, en cumplimiento de la ITC remitida por el CSN CNTRI/TRI/SG/11/09. El programa aplicaba a las áreas interiores de edificios o estructuras no sometidas a vigilancia radiológica. Los resultados obtenidos de este Programa no requirieron la reclasificación de ninguna de las zonas vigiladas.

La evaluación concluye que la implantación del Programa ALARA de reducción de dosis, es adecuada.

3.3.8.6 Limitación, control y vigilancia de efluentes radiactivos

En relación con la limitación, control y vigilancia de efluentes radiactivos, en el documento se indica que a lo largo del período de tiempo de la segunda RPS se han abordado diversos planes de mejora tales como modificaciones en los sistemas de tratamiento de efluentes, en el MCDE, etc. Entre ellos se destacan:

- Instalación de un tomador de muestras y un caudalímetro en la línea de descarga del secundario (sistema RM) hacia el sistema (UM) de evacuación de vertidos y aguas residuales.
- Estudio de alternativas para establecer los valores de los coeficientes de difusión y deposición a utilizar para el cálculo de dosis por efluentes gaseosos, realizado en respuesta al escrito del CSN de referencia CSN-C-DSN-02/108.
- Medida de actividad gamma total en los tanques de desechos radiactivos líquidos antes de su vertido y detectar así su necesidad de tratamiento.
- Instalación de muestreador de C-14 en formas orgánica e inorgánica para dar respuesta a la Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-08-29 y con objeto de cumplir lo indicado en la Recomendación 2004/2/EURATOM.
- Intensificación del control de las descargas de efluentes líquidos radiactivos y de la supervisión de los datos de dichas descargas.
- Reducción del micraje de filtros de los sistemas de purificación de la piscina de combustible (TG) para favorecer la retención de partículas.

- Información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares, realizada para dar cumplimiento a la Instrucción técnica CSN-IT-DSN-08-04.
- Revisión de la metodología para la determinación de la actividad de gases nobles emitidos con los efluentes radiactivos gaseosos.

La evaluación considera que estos programas de evaluación y propuestas de mejora son aceptables y coherentes con la información disponible en el CSN. Ahora bien, en las inspecciones efectuadas se han detectado algunos otros que no se mencionan en el documento. El Titular deberá incluir en una revisión del documento de la RPS los programas de evaluación y propuestas de mejora omitidos o justificar su no consideración. CNAT se comprometió a incluir esta información en la revisión de la RPS de acuerdo con lo acordado en la reunión de julio de 2014 (acta de reunión técnica TR-14/00005).

3.3.8.7 Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

Las mejoras en el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental se han evaluado en el apartado 3.3.2.4.

La información presentada por CN Trillo en su RPS en relación con la vigilancia radiológica ambiental, se considera que cumple en general con los criterios de evaluación.

3.3.8.8 Gestión de residuos radiactivos

El punto 5.9.8 “Gestión de residuos radiactivos” introduce los programas de mejora de la gestión de residuos de media y baja actividad (RBMA) y de muy baja actividad (RBBA) y no los de gestión de residuos de alta actividad y CG (RAA), si bien se hace referencia al programa de mejora del marcado de los puntos de medida para la realización del control radiológico de los contenedores de combustible gastado, antes de su introducción en el pozo de cofres.

La GS 1.10 recoge la gestión de los residuos sólidos entre los programas de mejora de la seguridad.

Adicionalmente, cabe destacar que el apartado 5.5.5 “Gestión de Vida”, incluye información acerca de la gestión del envejecimiento de los siguientes elementos:

- Materiales absorbentes neutrónicos distintos del Boraflex de los bastidores de la piscina de combustible gastado (PGE-64). Los bastidores de la PCG son de acero borado.
- Grúas y equipos de manejo de combustible (PGE-15).

3.3.8.9 Programa de garantía de calidad

La Central Nuclear de Trillo recoge su política sobre la explotación en el Programa de Garantía de Calidad.

El documento presentado enumera aspectos básicos conocidos del Programa de Garantía de Calidad aplicable en CN Trillo y desarrollado por criterios en el Manual de Calidad. Este Manual es evaluado por el Área de Garantía de Calidad.

Respecto a las expectativas del Programa de Garantía de Calidad el documento se refiere a su capacidad para identificar condiciones adversas y corregirlas. En concreto cita que:

- Las auditorias de organización y proceso: que permiten identificar condiciones adversas en la implantación del sistema de calidad instaurado.
- La inspecciones de actividades: que permiten comprobar si los trabajos se realizan bajo procedimientos aprobados, por personal cualificado, con equipos adecuados y se cumplen los criterios de aceptación, o que en caso contrario se gestionan las incidencias a través del sistema de evaluación de acciones, en base a evitar la repetición de la incidencia y subsanarla.

Respecto al análisis del cumplimiento de la planificación y objetivos el Titular indica que, según reflejan los informes emitidos, se cumplen los objetivos marcados, sin desviaciones de interés y que cuando se detectan aspectos susceptibles de corregir o de mejorar se establecen las acciones oportunas según el Sistema de Evaluación de Acciones implantado.

Respecto a las desviaciones detectadas en la evaluación preliminar del CSN, se solicitó que este capítulo se complementara con lo siguiente:

- La enumeración y cuantificación de las actividades de la organización de Garantía de calidad durante el periodo y el porcentaje de cada tipo de deficiencias de acuerdo con el número de veces que se han identificado a través de las auditorias y supervisiones. Esta enumeración se ha incluido por promedio anual y es la siguiente:
 - Auditorías de GC: 45
 - Auditorías a empresas externas (en CN Trillo): 4
 - Inspecciones realizadas: 910
 - Procedimientos/gamas/alteraciones revisados: 785
 - Protocolos revisados de inspecciones presenciadas: 3644
 - Dosieres de servicios aceptados: 45
 - No conformidades emitidas: 56 (NCS categoría “b”: < 1;NCS categoría “c”: 32;NCS categoría “d”: 23)
 - Propuestas de mejora emitidas: 45

La clasificación de las Incidencias detectadas es:

- Revisiones documentales de procedimientos: 10 (tipo formal: 93 %; contenido técnico 3 %; actualización 1%)
- Revisiones de registros y protocolos: < 1
- Inspecciones 4 (visión integrada 75 %; acciones humanas 12 %, uso procedimientos 5 %)
- actualización de procedimientos 5 %).

Adicionalmente CNAT hace mención a los datos referentes a la Organización de Garantía de Calidad Corporativa (Oficinas Centrales de Madrid) que, por promedio anual son los siguientes:

- Auditorías de GC corporativa: 20
- Auditorías del grupo GES (Grupo Garantía de Calidad Propietarios): 21
- Cualificaciones de suministradores por GC: 53
- Cualificaciones de suministradores por GES: 14

La evaluación concluye que CNAT ha respondido todas las cuestiones planteadas por el CSN, por lo que se considera adecuado el programa de mejora de “Garantía de Calidad”.

3.3.8.10 Planes de autoevaluación y revisiones sistemáticas independientes

El sistema integrado de evaluación de C.N. Trillo se desarrolla en el documento GE-31 “Sistema de evaluación de CCNN Almaraz-Trillo”; la programación de detalle, realización y documentación de las evaluaciones se recoge en procedimientos específicos para cada tipo de evaluación.

El informe de la RPS especifica la evolución los diferentes tipos de autoevaluaciones a lo largo del periodo de revisión.

Una vez emitidos los informes, Garantía de Calidad verifica periódicamente el cumplimiento con el programa establecido e informa a la Dirección a través del Comité de Calidad.

Respecto al análisis del cumplimiento con la planificación y los objetivos la central indica que de acuerdo con estas evaluaciones no existen incidencias o incumplimientos remarcables.

En cuanto a las revisiones sistemáticas independientes, en el informe de de la RPS aportado por CNAT se refieren las evaluaciones internas independientes y las evaluaciones externas. Entre las evaluaciones externas el documento cita entre otras la evaluación “Peer-review” de WANO, las Misiones OSART de la IAEA, las evaluaciones PROSPER de la IAEA o las Inspecciones del CSN.

Dentro del periodo considerado la central Trillo se sometió a un “peer-review” en el año 2001; el follow-up se realizó en el año 2003, y a otro en el 2007 (follow-up en 2010). Se

programó a su vez otro para el año 2013 (ya realizado a la fecha de elaboración de este informe).

En el año 2005 se estableció el sistema definitivo de evaluaciones externas por Organismos/Organizaciones tales como: WANO, AENOR, etc. Estas evaluaciones están planificadas/programadas acorde a lo indicado en el documento DGE-13 "Matriz de evaluaciones".

Respecto a las desviaciones detectadas en la Evaluación preliminar del Área de Garantía de Calidad se solicitó que este capítulo se complementara con las auditorías realizadas por el CSNE indicando el número de deficiencias y el porcentaje de cada tipo de deficiencias de acuerdo con el número de veces que se han identificado en el periodo.

Como valoración final el documento presentado especifica que se han cumplido las expectativas y que los resultados obtenidos y las acciones derivadas se canalizan según lo requerido por el Sistema de Evaluación y Acciones.

3.3.8.11 Procedimientos de operación normal y de emergencia

Durante el periodo de esta RPS se han modificado los siguientes procedimientos:

Manual de Operación (MO)

- Parte 2 "Funcionamiento de la totalidad de la central"

- En el año 2008 se incluyó la posibilidad de activación de RESA (señal de disparo del reactor) en caso de parada de una de las bombas principales del primario en el MO 2/3/7 "Fallo de una bomba principal del primario".
- Se generaron los siguientes nuevos MO para situaciones a potencia:
 - MO 2/3/16 "Refrigeración Alternante"
 - MO 2/3/17 "Perturbación en la refrigeración de la PEC durante operación a potencia"
 - MO 2/3/18 "Pérdida de inventario en la PEC durante operación a potencia"

- Se generaron los siguientes nuevos MO para otros modos de operación:
 - MO 2/4/1 "Árbol de decisión"
 - MO 2/4/2 "Pérdida de inventario en la piscina de EC"
 - MO 2/4/3 "Perturbación en la refrigeración de la piscina de EC"
 - MO 2/4/4 "Perturbación en la evacuación de calor residual"
 - MO 2/4/5 "Corriente de emergencia con sistema TH en servicio"

- Parte 3 "Funcionamiento en emergencia de la Central (Instrucciones de Operación de Emergencia)"

- Tras el análisis de un suceso acontecido en CN Trillo se revisa en el año 2011 el MO 3/1/1 "Muy pequeña fuga de refrigerante primario sin activación de los criterios de refrigeración de emergencia del reactor".
- Con el fin de aportar más detalle, en el año 2006 se subdivide el MO 3/1/7 "Fuga de refrigerante primario fuera de la contención" en dos nuevos:
 - MO 3/1/7 .1 "Fuga de refrigerante primario en operación a potencia"
 - MO 3/1/7 .2 "Fuga de refrigerante primario en régimen de evacuación de calor residual"

Manual de accidentes severos

En el periodo de la RPS, CN Trillo ha editado los siguientes manuales de accidentes severos:

- MAS 2/3/4 "Despresurización y alimentación del primario (PBF)": esta instrucción aplica en caso de fallo de corriente alterna (SBO) o de pérdida total de agua de alimentación a los generadores de vapor y sólo si no tuviera éxito la despresurización y alimentación del secundario.
- MAS 2/3/5 "Limpieza de rejillas de los sumideros de la contención": esta instrucción incluye estrategias para medir la presión diferencial en las rejillas del sumidero en caso de LOCA y las contramedidas para reducir dicha presión si fuera excesivamente alta.

Guías de Mitigación de Daño Extenso

Adicionalmente aunque fuera del período de esta RPS, CN Trillo ha generado unas Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE) para dar cumplimiento al requerimiento del CSN (ITC-2, ref. 9) en relación con las medidas a implantar para mitigar situaciones que puedan implicar la pérdida de grandes áreas de la central.

Las GMDE permiten tener unas estrategias adecuadas para hacer frente a las nuevas hipótesis accidentales contempladas (SBO, pérdida del foco frío y daño extenso causado por un avión comercial de grandes proporciones). El CSN está realizando un seguimiento de estas estrategias mediante inspecciones.

Teniendo en cuenta la información suministrada por el Titular, se considera que este apartado da cumplimiento a lo requerido por la GS-1.10.

3.3.8.12 Programa de actualización y mejora de las ETF

Durante el período de la Segunda RPS se han aprobado 102 propuestas de cambio a las ETFs, número relativamente alto si se compara con el de otras plantas PWR. Ello se debe

al grado de detalle y la cantidad de información de las ETFs y Bases de CN Trillo, lo que las hace más susceptibles al cambio.

La evaluación concluye que el informe del Titular da una respuesta adecuada a lo requerido por la GS 1.10 y que adicionalmente cumple con lo requerido por el artículo 2.5 de la IS-32 sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares, que indica que *"Las ETF se deben mantener actualizadas ante cualquier modificación de la planta, física o documental, y al amparo de la experiencia. Asimismo, debe garantizarse la revisión de las ETF para adaptarse a los estándares reconocidos en la industria"*.

3.3.8.13 Programa de gestión de accidentes severos

Dentro del alcance de las actividades realizadas como consecuencia de las pruebas de resistencia llevadas a cabo tras el accidente en la central nuclear de Fukushima, el CSN requirió a CN Trillo en el punto 4.2.4 de la ITC-3 el desarrollo e implantación de unas guías de gestión de accidentes severos (GGAS) basadas en síntomas para la mitigación de las consecuencias de este tipo de accidentes.

El Titular indica en su informe de la RPS que en la actualidad tiene en marcha un proyecto para el desarrollo de estas GGAS con AREVA cuya finalización está prevista el 31 de diciembre de 2014.

La edición de las GGAS en CN Trillo es un proceso complejo que lleva su propia evaluación por parte de las áreas del CSN.

Adicionalmente, dentro del programa de gestión de accidentes severos, CN Trillo tiene que satisfacer una serie de requisitos que se derivan de las Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima. Entre ellos se encuentran:

- Instalación de un sistema de venteo filtrado de contención.
- APS nivel 2 para Otros Modos. Del cual se derivará el desarrollo de estrategias para la gestión del accidente severo desde situaciones de parada.
- Implantación del Centro Alternativo de Gestión de Emergencias.
- Modificaciones relacionadas con la instrumentación de la piscina de combustible gastado.
- Realización de análisis relativos a: riesgo del hidrógeno fuera de la contención, existencia de componentes críticos dentro de contención (entre ellos instrumentación o los dispositivos de aislamiento) a las condiciones ambientales del accidente severo). De estos análisis se podrían derivar modificaciones físicas.

La evaluación concluye que la documentación suministrada por el Titular dentro del proceso de RPS es suficiente para cumplir con lo requerido en la GS 1.10.

3.3.8.14 Programa de formación del personal

La evaluación considera aceptables el análisis y la descripción del programa de formación de personal de Trillo que presenta el Titular en el documento de la RPS.

Se propone el mantenimiento de la Condición sobre el Informe Anual de Formación, que se ha establecido en las Autorizaciones de Explotación de todas las centrales nucleares que han pasado por esta segunda ronda de RPS-AE, así como de la Instrucción Técnica Complementaria sobre el Informe Anual de Formación, que se ha establecido asociada a esas Autorizaciones.

El apartado 5.9.14.3 "Simulador" del informe del Titular indica que entre 1999 y 2003, Tecnatom desarrolló el equipo de simulación para CN Trillo constituido por un simulador de alcance total (SAT) y un simulador gráfico interactivo (SGI), ambos operativos desde octubre del año 2003.

Tanto el SAT como el SGI están instalados en la sede de Tecnatom en San Sebastián de los Reyes (Madrid). Adicionalmente CN Trillo cuenta con una plataforma de SGI instalada en la propia central.

El SAT fue incluido en el alcance de la inspección del Plan Base de Inspección sobre formación en abril de 2011.

El CSN está siguiendo la evolución internacional de los simuladores de entrenamiento para el personal de operación (y otro personal que pudiera tener protagonismo en la operación de la planta) en el contexto de los accidentes severos. En los países de nuestro entorno no se están modificando los SAT para que contengan modelos de accidentes severos. Sin embargo, ya hay algún país donde parecen existir SAT con capacidad para el accidente severo y existen soluciones en el mercado. Este tema está abierto y en el futuro, en función de las necesidades de formación que se vayan identificando, así como de las tendencias internacionales, se podría considerar la posibilidad de aumentar las capacidades de los SAT de las centrales nucleares españolas.

La evaluación considera que el contenido del informe de la RPS da cumplimiento a lo indicado en la GS 1.10 en este aspecto, por lo que se considera aceptable.

3.3.8.15 Programa de Gestión de Vida.

La evaluación concluye que basándose en la información del documento RPS, el PGV-CNT y sus documentos soporte, y la información recabada en las inspecciones del periodo considerado para esta RPS de CNT, considera que el plan de GV se ajusta a las necesidades y situación de CNT, y es adecuado como programa de evaluación y mejora de la seguridad.

3.3.8.16 Programa de gestión del mantenimiento preventivo y correctivo

La evaluación considera que el programa de gestión del mantenimiento de CN Trillo es adecuado.

En la información inicialmente aportada por el Titular no se incluía una valoración de los resultados y tendencias de los sistemas incluidos dentro del alcance de la RM durante el periodo cubierto por la RPS. Se consideró necesario solicitar al titular que enviase esa información.

El Titular informó sobre los sistemas que en la fecha de edición del informe de la RPS, se encontraban categorizados en (a)(1), como consecuencia de alguna deficiencia de comportamiento. Asimismo, se mencionaban otros sistemas que, si bien se encuentran categorizados en (a)(2) en la fecha de edición del informe, han presentado algún tipo de deficiencia de comportamiento durante el periodo evaluado, por lo que se considera necesario reseñarlos en la presente evaluación.

El resto de sistemas en alcance de la RM, durante el periodo de 10 años que cubre la RPS han sufrido fallos funcionales e indisponibilidades que en ocasiones motivaron su categorización en (a)(1), pero tras la realización de los correspondientes Análisis de Determinación de Causa (ADC) y la toma de acciones correctoras, al final del periodo no presentan problemas de comportamiento y se encuentran categorizados en (a)(2). Las incidencias ocurridas durante ese periodo fueron recogidas en los correspondientes informes de ciclo de la RM, y en los casos más relevantes, fueron objeto de las inspecciones del CSN.

La evaluación concluye que el Titular ha realizado la valoración solicitada, por lo que este punto puede considerarse cerrado. Se considera necesario que el Titular incluya esa información en la revisión prevista de la RPS. En la reunión de julio de 2014 (acta de reunión TR-14/00005) CNAT se ha comprometido a incluir esta información en la revisión 1 de la RPS.

3.3.8.17 Planes de actuación conjunta, relacionados con la seguridad, de las CC.NN.EE.

La evaluación considera que el contenido del informe de la RPS relativo a este aspecto es aceptable.

3.3.8.18 Adquisición y Gestión de Componentes y Materiales

La evaluación preliminar del CSN solicitaba incluir en la RPS un listado de los elementos y equipos dedicados o comprados dedicados durante el periodo indicando el tipo de dedicación seguida y si alguna dedicación ha fallado.

El Titular ha incluido la respuesta en el punto 2.8.4.10. “Listado de elementos y equipos dedicados”. En el Anexo 1 se aporta un listado de los elementos y equipos dedicados o comprados dedicados durante el periodo indicando el tipo de dedicación seguida. Se especifica que durante el periodo no ha existido hasta la fecha ninguna dedicación cuyo proceso se haya finalizado que haya resultado fallida.

La evaluación preliminar del CSN solicitaba incluir en la RPS en este capítulo una descripción de la gestión de almacenes. El Titular ha incluido este requisito en el punto 2.9 “Recepción de materiales, aprobación de dosieres de fabricación y entrada de materiales en almacén”, proceso que viene regulado el Procedimiento GE-83.12.

Tal y como se ha explicado anteriormente, las acciones de mejora de la gestión de suministros y repuestos ha sido evaluada por el CSN y los comentarios realizados al respecto, se han considerado cumplidos por CNAT, por lo que se consideran aceptables los programas de mejora de estos apartados.

3.3.8.19 Actualización de la información incluida en el Estudio Final de Seguridad sobre características del emplazamiento.

Durante la revisión de documentación relacionada con la RPS la evaluación del CSN ha detectado que la información que figura en el Estudio de Seguridad (ES) vigente, capítulo 2 (características del emplazamiento), no está actualizada; no figuran ahí claramente reflejadas las bases de diseño aplicadas para los distintos factores de emplazamiento que se manejan (sólo hay algunos), ni tampoco figura una clara justificación o referencia documental de cada uno. Por tanto, una actividad que el Titular podría encuadrar dentro de “otros programas de mejora de la seguridad”, sería la necesidad de revisar y actualizar los contenidos en los ES de C.N. Trillo, en lo que respecta a la información sobre factores del emplazamiento y bases de diseño asociadas. Esto se recoge, principalmente, en los capítulos 2 y 3 del EFS, ‘Características del Emplazamiento’ y ‘Diseño de Estructuras, Componentes, Equipos y Sistemas’, respectivamente.

Además, y al igual que para otras plantas, el contenido global del ES debería ser sistemáticamente revisado, al menos cada periodo de RPS, ya que debe reflejar en todo momento la situación real de la planta y de sus bases de licencia. Normalmente los titulares sólo revisan aquello que se detecta en otros procesos de evaluación, pero no atienden de modo regular la actualización periódica. Con estos propósitos la evaluación propone emitir una ITC de contenido similar a la ya requerida a otras centrales en el momento de renovar su autorización de explotación. En particular, el texto de la ITC podría ser el siguiente:

El Titular revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad de C. N. Trillo para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central y relativas al emplazamiento (plazo a fijar, en coherencia con las fechas de edición previstas de los ES en cada planta).

Además, en el mismo plazo, deberán presentar un plan sistemático para mantener actualizada la información de este 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. La primera actualización que se realice según el plan, se incluirá en la siguiente revisión ordinaria del ES que se efectúe con posterioridad a la indicada en el párrafo anterior.

3.3.8.20 Programa de Vigilancia Hidrogeológica del Emplazamiento.

La evaluación el CSN considera que dentro de los programas de actualización y mejora realizados o en curso, el Titular debería dedicar esfuerzos planificados de análisis y revisión, de forma singular, a la vigilancia y control hidrogeológicos.

Respecto al Programa de Vigilancia Hidrogeológica del emplazamiento el Titular no aporta ninguna información dentro del Programa de Evaluación y Mejora de la Seguridad; sin embargo, en el apartado del documento de la RPS, sobre Vigilancia Radiológica Ambiental, incluye bajo el epígrafe “Incorporación de estación de toma de muestras de agua subterránea” que al inicio de la campaña de 2003 se realizaron modificaciones en las estaciones de muestreo de agua potable.

También, en relación con la vigilancia radiológica, en el apartado de la RPS sobre “Planes de mejora relacionados con potenciales incidentes de emisión de partículas y vigilancia del emplazamiento”, el Titular expone que dentro del Programa Especial de Vigilancia del Emplazamiento de C.N. Trillo, existe un procedimiento en relación con las aguas subterráneas, el CE-T-PR-0319: “Seguimiento radiológico de aguas subterráneas, drenajes y de la red de pluviales”.

La evaluación considera que las posibles mejoras relacionadas con el Programa de Vigilancia Hidrogeológica deben abordarse en el contexto de la RPS. En el informe de evaluación de la RPS de C.N. Trillo de 2004 (STN/CITI/IN/08/04), se concluía que, de acuerdo con los objetivos de los programas de vigilancia hidrogeológica existían diversas cuestiones por resolver. Entre las ITCs asociadas a la Autorización de explotación vigente de CN Trillo, ITC-CNTRI-01-04 (reg salida 7847 del 25.11.2004), se incluía la ITC 16 que indicaba: *El Titular deberá desarrollar el programa de estudios hidrogeológicos del terreno según lo indicado en contenido y plazos en las cartas de referencia ATT-CSN-003024 de 19.05.2004 y ATT-CSN-003118 de fecha 05.07.2004.*

Para dar respuesta a la citada ITC 16 y cumplir sus compromisos, CN Tillo actualizó la información del estudio hidrogeológico con el documento “*Descripción Hidrogeológica de detalle del emplazamiento de la C.N. Trillo y Análisis de la red de vigilancia de aguas subterráneas*”, referencia TRT-374-05, de 26 de mayo de 2005 (carta ATT-CSN-003662).

El documento presentado responde a lo requerido en la ITG-16. No obstante, se trata de un análisis a escala media regional de la zona, en el que se propone la realización de dos nuevos sondeos que se llevaron a cabo al Este de la instalación en 2011.

La documentación aportada es un primer paso en el desarrollo del estudio hidrogeológico. Sin embargo, no cubre todos los puntos abiertos en las conclusiones de la anterior evaluación de la RPS de C.N. Trillo, sobre todo en lo referente al análisis de la hidrogeología a escala más local. Los objetivos perseguidos por los estudios hidrogeológicos de los emplazamientos de las instalaciones nucleares suponen:

- El conocimiento detallado de las características hidrogeológicas del emplazamiento para poder identificar las posibles afecciones de las aguas subterráneas a las estructuras constructivas de la instalación y a la estabilidad del terreno sobre el que se apoyan.
- Conocer el funcionamiento hidrogeológico del emplazamiento pudiendo identificar las direcciones de flujo de las aguas subterráneas desde la instalación con el suficiente grado de detalle que permita identificar la dirección de propagación de cualquier emisión incontrolada desde la instalación.
- Establecer un programa de vigilancia de la calidad radiológica de las aguas subterráneas que permita detectar cualquier emisión incontrolada identificando su origen para poder establecer las medidas correctoras y mitigadoras necesarias.

En dos inspecciones realizadas por el CSN en 2013 a la C N Trillo se identificaron diversas mejoras en curso o previstas por el Titular relativas a la vigilancia hidrogeológica. El Titular se comprometió a realizar un análisis integrado con la información hidrogeológica, los sistemas de drenaje y las estructuras constructivas, y a revisar el alcance del Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control (PHVC) actual.

Este análisis local “as built” estudiará los efectos de las estructuras constructivas en el flujo y se podrá incorporar al modelo de funcionamiento hidrogeológico a escala local, que simule los efectos de la pérdida de los sistemas de drenaje de la isla nuclear, lo que permitirá completar lo requerido en la ITC-16. Este modelo dará respuesta a los objetivos sobre el control y comportamiento de posibles emisiones radiológicas inadvertidas en la isla nuclear; ya que el modelo deberá integrar toda la información hidrogeológica y química recopilada por el PHVC que desarrolla el Titular de C.N. Trillo.

Por otra parte, se ha comprobado que el contenido del ES relacionado con las aguas subterráneas y la caracterización hidrogeológica del emplazamiento no ha variado desde su versión original. Los nuevos estudios realizados y la actualización que está en realización deben incorporarse a la revisión actual del ES, a fin de disponer de información que describa la situación actual en relación con este parámetro de emplazamiento.

En definitiva, la ITC-16 asociada a la vigente AE puede considerarse razonablemente cumplida por Trillo, aunque el Titular reconoce la necesidad de avanzar en el alcance y contenido del estudio hidrogeológico del emplazamiento a escala local, analizando de modo integrado la información hidrogeológica y completando el modelo de funcionamiento hidrogeológico a escala local.

La evaluación concluye que es necesario:

- Requerir al titular el cumplimiento de sus compromisos de avanzar en el alcance y contenido del estudio hidrogeológico del emplazamiento a escala local, analizando de modo integrado la información hidrogeológica y completando el modelo de funcionamiento hidrogeológico a escala local.
- Requerir al titular la actualización del ES respecto a las aguas subterráneas y la caracterización hidrogeológica del emplazamiento, de modo que describa la situación actual real.

La segunda de estas conclusiones formaría parte de la actualización del capítulo 2 del ES sobre características del emplazamiento que se ha propuesto como conclusión del apartado anterior de esta propuesta de dictamen técnico.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que, antes del 30 de mayo de 2015, realizará una revisión del modelo hidrogeológico de la planta y tendrá en cuenta la dinámica hidrogeológica del emplazamiento para que sea soporte de los puntos elegidos y de la frecuencia de las medidas del PHVC.

3.3.9 Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

El proceso de mantenimiento de los APS se rige por la Instrucción CSN IS-25, de 9 de junio de 2010, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares y se desarrolla en mayor detalle en la Guía de Seguridad 1.15, sobre actualización y mantenimiento de los APS.

El seguimiento del estado de las actualizaciones del APS de C.N. Trillo en los últimos años se ha venido realizando mediante las Inspecciones de Mantenimiento y Actualización del APS, integradas en el Plan Base de Inspección (PBI) del CSN. Además, como parte de la evaluación en el marco de la RPS, se ha realizado un proceso de recopilación de puntos abiertos en todas las tareas del APS y la evaluación de detalle de aspectos relacionados con diversas tareas.

No se ha realizado una evaluación de detalle de los APS de CN Trillo en cuanto a modelos, cálculos, datos etc., sino orientada a conocer el estado y las modificaciones metodológicas y de planta incorporadas, así como a verificar su adecuación en cada una de las siguientes tareas: Familiarización con la Planta, Delineación de Secuencias de Accidente, Modelos de Sistemas, Análisis de Datos, Fiabilidad Humana, Cuantificación y Análisis de Resultados.

Los APS que han sido enviados para la renovación del permiso de explotación y que quedan dentro del alcance de esta evaluación son: APS-N1 revisión F8, APS-N2 revisión F8, APSOM revisión F2, APS de Inundaciones Internas en Nivel 1 a potencia en revisión F7 y en Nivel 2 en F0 y APS de otros sucesos externos revisión 3. Queda fuera del alcance de la presente evaluación el APS de Incendios Internos en Nivel 1, dado que los plazos para la entrega de la nueva revisión han sido diferentes.

Por último, dentro del marco del análisis de la NAC, el Titular ha analizado la aplicabilidad y el cumplimiento de la RG.1.200 (Ref.4) en su posición 1. La evaluación de este análisis se incluye en el apartado 3.4 del presente documento.

A continuación se describe el estado de la revisión de los análisis de APS que cubren el periodo de la RPS y la evaluación realizada para cada una de las tareas que constituye el APS en su alcance completo.

3.3.9.1 APS Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia

Durante el período que abarca esta RPS, el Titular ha desarrollado ocho revisiones de su APS-N1. La fecha de corte para la incorporación en los modelos de la experiencia operativa de la central de esta última revisión ha sido el 17 de junio de 2012 correspondiente a la recarga del ciclo nº 24.

Las modificaciones incorporadas en las últimas revisiones de los modelos de sistemas y secuencias en el APS a potencia, se circunscriben principalmente a la actualización e incorporación de aquellas modificaciones de diseño y de procedimientos en la planta que afectan al Nivel 1 a potencia.

Las modificaciones más relevantes de metodología, modelos e hipótesis realizadas durante el periodo de esta RPS son:

- Utilización de criterios de éxito más realistas, especialmente en el Sistema de Refrigeración de Emergencia y Evacuación de Calor Residual (TH) y el Sistema de Vapor Principal (RA).
- Eliminación de la acción de reposición de agua de la piscina del Sistema de Agua de Alimentación de Emergencia (RS) como causa de fallo de la Fuga y Aporte del Secundario.
- Posibilidad de conexión de la red de 132 kV lo que hace disminuir la Frecuencia de Daños al Núcleo (FDN) del iniciador Pérdida de Energía Eléctrica Auxiliar.

Las modificaciones incorporadas en el Análisis de Datos de las últimas revisiones del APS-N1 se refieren a:

- Estimación de la frecuencia de los sucesos iniciadores.
- Estimación de la probabilidad asociada a sucesos especiales.
- Utilización de la base de datos genérica, UNESA CEN-35 elaborada por el sector y aceptada por el CSN como fuente principal de datos genéricos.
- Indisponibilidades debidas a mantenimiento
- Análisis de datos específicos adoptando un nuevo criterio para seleccionar los métodos de análisis alternativos.
- Ampliación significativa de alcance y cambio metodológico en fallos de causa común.

La evolución de la FDN con las distintas revisiones ha sido en general decreciente. Respecto a la revisión F0 correspondiente a la RPS anterior la reducción de la FDN en la revisión F1 ha sido de un orden de magnitud, fundamentalmente por las modificaciones de diseño implantadas en CNT, tales como: mejora en las Alimentaciones Exteriores, rediseño del Sistema de Corriente Alterna e implantación de F&B del Secundario. Así como, mejoras en las prácticas de operación y mantenimiento y mejoras de los modelos con hipótesis más realistas.

Fuera del alcance de esta RPS, en la revisión F9 del APS-N1 (fecha de corte: 22 de Junio de 2013), CN Trillo ha incorporado la modificación de diseño de Fuga y Aporte del Primario. Esta modificación ha supuesto una reducción de la FDN del 52%, reduciéndose significativamente la contribución del grupo de Transitorios Genéricos que ha pasado del 42% al 5%.

La evaluación considera aceptable la actuación del Titular en relación con el Nivel 1 del APS de Sucesos Internos a Potencia. Los modelos presentes en este APS son adecuados para la valoración del riesgo y se han incorporado las modificaciones de diseño relevantes para la seguridad realizadas durante el periodo de análisis del APS para la presente RPS. No se ha identificado ningún aspecto negativo que afecte la seguridad.

En cuanto al análisis de Fiabilidad Humana (FH) en el APS a Potencia, la metodología de está muy consolidada por lo que los principales cambios en las últimas revisiones se circunscriben a la actualización del análisis para incorporar aquellas modificaciones físicas y de procedimientos en la planta que afectan a la FH, o a la corrección de alguna hipótesis.

Una mejora implementada en el análisis de FH que cabe destacar es el proceso de revisión que se realiza para el análisis de FH de las evaluaciones sistemáticas realizadas por las unidades organizativas de Experiencia Operativa y de Factores Humanos de C.N. Trillo de la experiencia operativa anual.

El Titular tiene previsto mejorar en próximas revisiones del APS a Potencia algunos de los aspectos de FH relativos a cuantificación de la probabilidad de error humano, análisis de dependencias y determinación de acciones humanas significativas para el riesgo.

Teniendo en cuenta la metodología empleada y el grado de madurez alcanzado la evaluación concluye que es aceptable el análisis de FH del APS de Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia presentado en el marco de la presente RPS.

3.3.9.2 APS Nivel 2 de Sucesos Internos a Potencia.

Durante el período que abarca esta RPS, el Titular ha desarrollado ocho revisiones de su APS-N2, con la misma fecha de corte que el APS-N1.

Se han incorporado modificaciones importantes que han influido en los resultados del APS-N2, adicionales a las incorporadas en el APS-N1.

La evolución de la Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas (FGLT) con las distintas revisiones ha sido en general decreciente, con variaciones puntuales debidas a mejoras en los modelos o las hipótesis del APS.

Además, aunque queda fuera del alcance de esta RPS, en la revisión F9 del APS-N2 (fecha de corte: 22 de Junio de 2013), el Titular ha incorporado la modificación de diseño de Fuga y Aporte del Primario. Esta modificación ha supuesto una reducción de la FGLT de sólo un 3%.

Durante el proceso de evaluación se ha identificado que, en general, las referencias utilizadas en el documento APS-IT-C51 (*“Análisis de Contención”*) de este APS, en lo que respecta a la fenomenología de accidentes severos y los criterios numéricos utilizados en los árboles de contención, son anteriores a la fecha de corte de la anterior RPS. La evaluación considera una buena práctica analizar si dichos valores se encuentran dentro del estado del conocimiento y tienen en cuenta la experiencia internacional disponible y, en su caso analizar y actualizar dichas referencias. Esta consideración sería requerida en el caso de que el Titular quisiera realizar aplicaciones reguladoras informadas por el riesgo con este modelo de APS.

La evaluación considera aceptable la actuación del Titular en relación con el Nivel 2 del APS de Sucesos Interno a Potencia. Los modelos presentes en este APS son adecuados para la valoración del riesgo, salvo lo mencionado en el párrafo anterior, y se han incorporado las MD relevantes para la seguridad realizadas durante el periodo de análisis del APS para la presente RPS. No se ha identificado ningún aspecto negativo que afecte la seguridad.

3.3.9.3 APS Nivel 1 en Otros Modos de Operación (APSOM)

Durante el período que abarca esta RPS, el Titular ha desarrollado tres revisiones de su APSOM. La fecha de corte para la incorporación en los modelos de la experiencia operativa de la central de esta última revisión ha sido el 17 de junio de 2012 correspondiente a la recarga del ciclo n° 24.

Como consecuencia de la realización del APSOM, el Titular se planteó la necesidad de realizar cambios sustanciales en la planificación de sus recargas.

En la revisión F0 no se han utilizado los datos históricos sino que se han planteado cuatro recargas teóricas tipo. Estas recargas las definieron en base a la redundancia que tiene cada año la revisión general. En las revisiones F1 (ciclo n° 23) y F2 (ciclo n° 24) ya se incorporan los datos reales desde la recarga del ciclo n°18 (2006).

Las modificaciones de diseño que se han realizado desde la fecha de corte de este APS hasta el 31 de diciembre de 2012 no afectan a los modelos del APSOM. Sin embargo, en la recarga de 2013 se realizó la modificación de diseño correspondiente a la purga y aporte del Primario, por lo que en la próxima revisión del APSOM el Titular deberá incorporarla en los modelos.

El Titular ha comunicado por escrito que incorporará los modelos de purga y aporte del primario en el APSOM antes del 30 de julio de 2014.

La evolución de la FDN entre las revisiones F0, F1 y F2 ha sido decreciente. La reducción entre la F0 y F1 es del 100%, esto es debida fundamentalmente a la incorporación de datos reales de las recargas. Entre la F1 y F2 la reducción es del 40%.

La evaluación considera aceptable la actuación del Titular en relación con el Nivel 1 del APS de Sucesos Internos en Otros Modos de Operación. Los modelos presentes en este APS son adecuados para la valoración del riesgo y se han incorporado las MD relevantes para la seguridad realizada durante el periodo de análisis del APS para la presente RPS. No se ha identificado ningún aspecto negativo que afecte la seguridad.

En cuanto al análisis de Fiabilidad Humana (FH) para el APS en Otros Modos el Titular ha utilizado una metodología aceptable y, en términos generales, la aplicación de dicha metodología ha resultado adecuada.

Un cambio muy significativo para la seguridad de la planta, que se reflejó en la revisión F1 del APS en Otros Modos, fue el diseño e implantación por parte de C. N. Trillo de un conjunto de procedimientos de operación en Otros Modos dentro del Manual de Operación (M.O.). Este desarrollo constituyó un importante avance para la planta, acometido por el propio Titular, como consecuencia de las probabilidades de error humano y de los resultados que ofrecían las primeras versiones del APS en Otros Modos al tener que modelar la realidad de la planta, consistente en que los procedimientos existentes no cubrían todo el espectro de escenarios posibles y, por tanto, las acciones humanas no estaban basadas en procedimientos específicos para Otros Modos. Con los nuevos manuales de operación específicos de parada, todos los escenarios contemplados en el APS en Otros Modos están actualmente soportados por procedimientos existentes.

Como resultado del proceso de evaluación del APS en Otros Modos realizado por el CSN en 2012 se identificaron áreas de mejora, en planta y en el propio análisis de FH, que han sido acometidas por el Titular e incluidas en la revisión F2 de este APS.

El Titular tiene previsto acometer mejoras en próximas revisiones del APS en Otros Modos en lo que se refiere a la cuantificación de las acciones humanas con actuaciones locales y la documentación de los análisis de sensibilidad asociados, el análisis de dependencias entre acciones Tipo 1 y Tipo 3 y la validación de acciones humanas.

Adicionalmente, en el ámbito de la evaluación de la tarea de FH del APS en Otros Modos, se han identificado una serie de puntos que, hasta la fecha, el Titular no ha considerado incorporar en su análisis y que se espera incluya como proceso de mejora continua del APS:

- Mejora en la documentación que incluya tablas que recojan los procedimientos de operación aplicables por suceso iniciador, cabecero, EOP, etc.
- Mejora en la documentación que incluya para las acciones locales información relativa a método de transmisión de información desde Sala de Control, medios de comunicación empleados, disponibilidad de documentación para localizar equipos, interfase hombre-máquina local, etiquetado, iluminación y desglose de tiempos estimados de ejecución.
- Mejora en la documentación de tablas de acciones humanas Tipo 3 mediante matrices en las que por sistema frontal y secuencia se incluya el valor de probabilidad de error humano (PEH) de las acciones humanas implicadas.

La evaluación considera aceptable el análisis de FH del APS de Nivel 1 de Sucesos Internos en Otros Modos presentado en el marco de la presente RPS.

3.3.9.4 APS de Incendios

CNAT presentó al CSN en el año 2007 la revisión F0 del APS de incendios de la C. Trillo. El análisis presentado, cumplía con una serie de requisitos mínimos establecidos en discusiones previas con el CSN, no obstante, la metodología con la que fue desarrollado responde a un alcance parcial del análisis de incendios en la que se mezclan criterios deterministas y probabilistas. En aplicación de los criterios fijados en la Instrucción del CSN IS-25, y en consonancia con lo requerido a otros titulares, la evaluación consideró necesario requerir al titular de la CN Trillo un análisis de APS de Incendios basada en la utilización del NUREG/CR-6850 en todos los aspectos y metodologías recogidos en el mismo.

Dadas las dificultades que conllevaba la aplicación de esta metodología de análisis en el caso de CN Trillo debido a las diferencias existentes con las CC NN de diseño americano, la evaluación del CSN consideró que los plazos de realización de este APS de Incendios podrían exceder a los de ejecución en las centrales de diseño americano para las que la metodología está ampliamente validada, por lo que la DSN acordó con el Titular que este análisis podría ser presentado con un alcance limitado con objeto de cumplir con lo requerido para la renovación de la autorización. Dicho acuerdo contemplaba entregas parciales de documentación entre ellas una en abril de 2014 incluyendo:

- Informe de selección de equipos y sucesos iniciadores.
- Informe de frecuencias de incendio.
- Informe de identificación y selección de cables en edición preliminar, sujeto a cambios posteriores derivados del desarrollo del resto de las tareas.

La propuesta de planificación y actividades presentada por el Titular suponía un plazo de 30 meses a partir de noviembre de 2012 para el desarrollo del APS de Incendios (entrega del APS de Incendios con alcance completo en mayo de 2015), dichos plazos fueron los que se consideraron adecuados para que el Titular pudiera abordar un análisis de forma completa y con la calidad necesaria. Esta programación ha supuesto que, en el marco del análisis de la RPS, no se ha podido utilizar la nueva revisión F1 del informe de APS de Incendios puesto que se encuentra en proceso de desarrollo.

La entrega prevista para el 15 de mayo de 2014 (6 meses antes de la concesión de la renovación de la AE) permite tener una primera visión del riesgo de alguna de las zonas en las que, a priori, se pudieran pensar como principales contribuyentes al riesgo de incendios, identificando, si fueran necesarias acciones adicionales en el marco de la AE.

En base a la documentación enviada por el Titular en enero de 2013 (Plan de Proyecto), abril de 2014 (informes de tareas del análisis selectivo), y mayo de 2014 (análisis detallado del área B01 de fuego y zona F0113) se puede concluir que el Titular ha cubierto el alcance comprometido y no se identifican acciones adicionales a requerir sobre el APS de Incendios en el marco de la RPS para la renovación de la AE, sin perjuicio de lo que durante el proceso de evaluación que ahora se inicia pudiera identificarse posteriormente.

3.3.9.5 APS Nivel 1 de Inundaciones Internas.

Durante el período que abarca esta RPS, el Titular ha desarrollado siete revisiones de su APS Inundaciones Internas Nivel 1. La fecha de corte para la incorporación en los modelos de la experiencia operativa de la central de esta última revisión ha sido la finalización de la recarga de combustible nº 24 del año 2012.

Las modificaciones incorporadas en las últimas revisiones de los modelos de APS Inundaciones Internas Nivel 1, se circunscriben principalmente a la actualización e incorporación de modificaciones de diseño y de procedimientos en la planta que afectan dicho APS.

Las modificaciones de diseño que se han realizado desde la fecha de corte de este APS hasta el 31 de diciembre de 2012 no afectan a los modelos del APS de Inundaciones Internas de Nivel 1. Sin embargo, en la recarga de 2013 se realizó la modificación de diseño correspondiente a la purga y aporte del Primario, por lo que en la próxima revisión de este APS Titular deberá incorporarla en los modelos.

La modificación más relevante de metodología realizada durante el periodo de esta RPS consistió en el paso a la metodología desarrollada por EPRI para el cálculo de la frecuencia de rotura de tuberías, que comenzó a utilizarse en la revisión F6 del APS Inundaciones Internas.

La FDN ha experimentado variaciones al alza en tres revisiones, la F2, la F6 y la F7.

La evaluación considera aceptable la actuación del Titular en relación con el Nivel 1 del APS de Inundaciones Internas. Los modelos presentes en este APS son adecuados para la valoración del riesgo y se han incorporado las modificaciones de diseño relevantes para la seguridad realizada durante el periodo de análisis del APS para la presente RPS, si bien próximamente deberán quedar resueltos los siguientes aspectos:

- Justificación de que los desplazamientos en las partes inferiores de las puertas son en todos los casos inferiores a 18 mm.
- Utilización de valores para la probabilidad de fallo de sellados más actuales y a ser posible que recojan las características específicas de los sellados en su función de barrera contra inundaciones

El cuanto a Fiabilidad Humana (FH) el análisis realizado en el APS de inundaciones Internas de C. N. Trillo incluye la modelación de acciones humanas para identificar y aislar el foco de inundación, y el análisis de las actuaciones para gestionar el suceso iniciador interno originado como consecuencia de la inundación.

Siguiendo este esquema, en relación con las primeras, esto es, acciones en respuesta a la inundación, se considera despreciable la probabilidad de error en la detección y en el diagnóstico de la inundación. En base a los cálculos de inundaciones, sólo se tienen en cuenta dos posibles focos de inundación, que son el UJ convencional y el UJ sísmico (sistema PCI convencional y sísmico).

La metodología utilizada por el Titular ha tratado de ser una aproximación a las consideraciones recogidas en el documento del CSN de referencia CSN/TGE/APFU/9606/547, que sirve de guía sobre los principales aspectos para la realización de los análisis de FH en análisis probabilistas de externos, si bien no contempla factores que han quedado fuera del análisis.

La evaluación concluye que desde el punto de vista de la metodología, el APS de Inundaciones sigue el estándar clásico de otras centrales nucleares españolas y se considera aceptable.

En la actualidad hay aspectos que quedan fuera del alcance de la aproximación seguida por el Titular y que influyen tanto en la respuesta del Turno de Operación al suceso iniciador interno como a la inundación. Actualmente el Titular está acometiendo análisis de fiabilidad humana muy detallados para el APS de Incendios, siguiendo la metodología sistemática del NUREG-1921 “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines”, y utilizando nuevas herramientas de cuantificación, como son las incluidas en el EPRI HRA Calculator. Es previsible que el Titular utilice esta metodología de fiabilidad humana también en el futuro para el APS de Inundaciones Internas, si bien compaginando este desarrollo con las otras tareas de desarrollo y actualización de los diferentes alcances de los APS, en cumplimiento con la IS-25. Teniendo en cuenta el análisis disponible actualmente,

el impacto bajo o moderado en el riesgo de C.N. Trillo de las inundaciones internas y la prioridad en la finalización y revisión de otros alcances del APS para cumplir con los acuerdos de la IS-25, se considera aceptable este compromiso del Titular.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 31 de julio de 2014 (n° de registro 42706) que:

- Incorporará los modelos de purga y aporte del primario en el APS de inundaciones internas antes del 30 de octubre de 2014.
- Justificará que los desplazamientos en las partes inferiores de las puertas son en todos los casos inferiores a 18 mm antes del 31 de diciembre de 2014.
- Actualizará, en la revisión del APS de inundaciones internas que entregará antes del 30 de octubre de 2014, los valores para la probabilidad de fallo de sellados, recogiendo las características específicas de los sellados en su función de barrera contra inundaciones.
- En la actualización del APS de inundaciones internas planificada para 30 de octubre de 2019 revisará el análisis de fiabilidad humana ajustándolo al estado del arte en ese momento.

3.3.9.6 APS Nivel 2 de Inundaciones.

Durante el período que abarca esta RPS, el Titular ha desarrollado 6 revisiones de su APS de Inundaciones Internas de Nivel 2. Desde la revisión F1 a la F5, la actualización del este APS estaba integrada dentro del APS-N2. Sin embargo, a partir de esta revisión ambos APS se han separado, editándose únicamente una nueva revisión del APS de Inundaciones Internas de Nivel 2, denominada revisión F0. La fecha de corte para este APS es la recarga 2012. Se trata de una separación puramente documental y está justificada por las modificaciones introducidas en el APS de Inundaciones Internas Nivel 1.

Por lo tanto esta revisión F0 incluye todas las modificaciones de los APS correspondientes al APS-N2 y APS de Inundaciones Internas Nivel 1, que han sido comentadas con anterioridad. Sin embargo, en la próxima revisión del APS de Inundaciones Internas de Nivel 2 el Titular deberá incorporar en los modelos la modificación de diseño correspondiente a la Purga y Aporte del Primario.

La evaluación considera aceptable la actuación del Titular en relación con el Nivel 2 del APS de Inundaciones Internas a Potencia. Los modelos presentes en este APS son adecuados para la valoración del riesgo y se han incorporado las modificaciones de diseño relevantes para la seguridad realizada durante el periodo de análisis del APS para la presente RPS. Sin embargo, le aplican todos los comentarios que se den en los APS origen de éste: APS de Inundaciones Internas de Nivel 1 y APS-N2.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 31 de julio de 2014 (n° de registro 42706) que incorporará los modelos de purga y aporte del primario en el APS de inundaciones internas antes del 30 de octubre de 2014.

3.3.9.7 APS de Otros Sucesos Externos

El Titular ha presentado una nueva revisión del APS de otros sucesos externos. La evaluación del CSN ha analizado ese documento obteniendo las siguientes conclusiones:

- En el apartado de “Cribado inicial de los sucesos externos”, se han actualizado los sucesos con nuevos datos meteorológicos y nuevos datos de tráfico aéreo (hasta el año 2012); no hay cambio en los sucesos externos que se consideran aplicables.
- El tratamiento y resultados, dentro del APS, de los sucesos de nevadas, temperaturas extremas, vientos fuertes, inundaciones externas, hinchamiento del suelo y almacenamiento de sustancias químicas es adecuado.
- Lo sucesos de subida de nivel freático y combinación de sucesos naturales se han incluido dentro del APS de externos, lo que es correcto; pero la evaluación de los análisis realizados por Trillo se considera encuadrada dentro del cumplimiento de la ITC post-Fukushima (CSN/ITC/SG/TRI/12/01).

La evaluación concluye que el contenido del documento presentado es aceptable.

La evaluación considera que el Titular debe revisar su análisis relativo al suceso de impacto de avión, teniendo en cuenta la altura real de la Chimenea de Ventilación y las consecuencias de un potencial impacto.

El Titular ha comunicado mediante escrito de 31 de julio de 2014 (nº de registro 42706) que, antes del 31 de diciembre de 2015, revisará el APS de otros sucesos externos para considerar el perfil de los edificios del emplazamiento y mejorar las justificaciones pertinentes en relación con el suceso de impacto de aeronave.

3.3.9.8 Aplicaciones de los APS

El APS al permitir valorar de manera sistemática el impacto en la seguridad de modificaciones de diseño, prácticas operativas, gestión del mantenimiento, etc., es la herramienta utilizada por el Titular en las siguientes aplicaciones: Seguimiento de la Regla de Mantenimiento, Monitor de Riesgo, evaluación del Indicador de funcionamiento de los sistemas de mitigación, evaluación del impacto en el riesgo de modificaciones de diseño y de cambios en ETF, mejoras en los procedimientos de operación, desarrollo y aplicación de la Guía de Seguridad en Parada y desarrollo y aplicación de Manual de Protección contra Inundaciones.

Por su parte la DSN del CSN utiliza los modelos de APS de CN Trillo en los análisis fase 3 de los SDP para la valoración de hallazgos, en el marco del SISC.

La evaluación considera que el APS presentado tiene alcance adecuado y los modelos presentados son adecuados para la valoración del riesgo y con calidad para ser empleado en las aplicaciones actuales.

3.4 Evaluación del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

3.4.1 Evaluación de la normativa que requieren análisis por parte del Titular en cumplimiento de la ITC de la NAC.

A continuación se describen los resultados de la evaluación del análisis realizado por el Titular siguiendo la estructura de las normas requeridas en la ITC de NAC.

RG 1.180, REV.1: GUIDELINES FOR EVALUATING ELECTROMAGNETIC AND RADIO-FREQUENCY INTERFERENCE IN SAFETY-RELATED I&C SYSTEMS

La evaluación indica que dado que las KTAs 3503 y 3505 se refieren a I&C relacionados con la seguridad, la compatibilidad electromagnética (apartado 5.4 de estas normas) quedaría restringida a estos equipos relacionados con la seguridad mientras que la RG 1.180 aplica también a equipos no relacionados con la seguridad cuyo fallo pueda afectar a funciones de seguridad (pág.3 de la RG).

En base a todo lo anterior, la evaluación concluye que la consideración de las KTA 3503 y 3505, conjuntamente con las IEC asociadas, parece adecuada para cumplir el tema de la compatibilidad electromagnética, si se complementa con las dos acciones siguientes:

- El Titular habrá de considerar la realización de ensayos de interferencia por encima de 1 GHz, o demostrar que tales interferencias no son posibles en la central.
- La compatibilidad electromagnética se debe considerar asimismo para equipos no relacionados con la seguridad cuyo fallo pueda afectar a funciones de seguridad.

Estos aspectos serían incluidos en las ITCs de la autorización, habiendo constar que serían aplicables a modificaciones de diseño futuras.

IEEE STD 765-2006: PREFERRED POWER SUPPLY (PPS) FOR NPPS

El análisis realizado por el Titular identifica un punto pendiente referente a actualización las intensidades de cortocircuito previstas en las subestaciones de 400 kV y 220 kV, CN Trillo ha aportado información adicional recogiendo los valores facilitados por REESA correspondientes al año 2013 (22,4 kA para 400 kV y 5,4 kA para 220 kV), muy inferiores a los considerados en diseño para ambas subestaciones (40 kA). Con esta información la evaluación considera que queda resuelto satisfactoriamente el pendiente.

La vigilancia de tensión degradada genera alarmas en sala de control y no origina el disparo automático de la alimentación exterior. Esta característica del diseño es ya conocida y aceptada por el CSN, no obstante CN Trillo deberá aportar un análisis específico de adecuación de la vigilancia de tensión existente en barras de 10 kV de salvaguardia y de las actuaciones asociadas a esta vigilancia, según se concreta en apartado correspondiente a la KTA 3705 (2006), de este informe.

El Titular ha comunicado por escrito que realizará el análisis específico indicado antes del 31 de diciembre de 2015.

Por otra parte, en respuesta a un comentario de la evaluación respecto al punto 5.4 "AAC Source Interface", CN Trillo ha propuesto una redacción alternativa del apartado 5.4 de su análisis de forma que la alimentación a barras de salvaguardia desde la subestación de 132 kV se denomine "tercera alimentación exterior", de acuerdo con la con la denominación utilizada en el Proyecto. Se considera que esta propuesta de redacción alternativa es adecuada.

La evaluación concluye que el análisis realizado se ajusta a lo requerido en la ITC sobre normativa de aplicación condicionada y, en concordancia con la conclusión del análisis realizado por C N Trillo, se considera que el grado de cumplimiento con el propósito de la norma es aceptable.

Teniendo en cuenta que la IEEE 765-2006 desarrolla los criterios generales de diseño 17 y 18 de la IS-27 en lo referente a la alimentación eléctrica exterior y que el grado de cumplimiento actual con el propósito de esta norma es aceptable, se considera conveniente incorporar esta norma a las Bases de Licencia para modificaciones futuras.

La evaluación concluye asimismo que el Titular debe realizar una revisión del análisis NAC elaborado para esta norma, incorporando al mismo la información adicional remitida al CSN en el transcurso de la evaluación, de acuerdo con lo acordado en la reunión de julio de 2014 (TR-14/0005).

KTA 3501 (1985): REACTOR PROTECTION SYSTEM AND MONITORING EQUIPMENT OF THE SAFETY SYSTEM

La evaluación del CSN solicitó información adicional sobre la previsión de las posibles situaciones que pudieran derivarse de las diferencias detectadas entre las ediciones de la norma de 1977 y 1985. El Titular respondió que dichas se habían planteado a Areva que había confirmado que no ha sido requerido por las autoridades alemanas ningún requisito nuevo a las centrales alemanas a raíz de la edición de 1985 de la KTA 3501, y que los cambios efectuados en el Sistema de Protección del Reactor y en el Sistema de Limitaciones de CN Trillo a partir de la nueva edición de la KTA 3501, han tenido en cuenta los requisitos de la edición de 1985.

La evaluación considera que el análisis efectuado para esta norma es completo y adecuado, considerando aceptables sus conclusiones, las cuales se pueden resumir en dos puntos:

- No se considera necesario ningún plan de actuación.
- En caso de realizarse modificaciones en los sistemas dentro del ámbito de aplicación de la KTA 3501, se deberá tomar como base la versión válida de la KTA en el momento en que se realice la modificación.

KTA 3504 (2006): ELECTRICAL DRIVE MECHANISMS OF THE SAFETY SYSTEM IN NPPS

En el transcurso de la evaluación se ha requerido al titular información adicional sobre la capacidad de las solenoides. CN Trillo ha informado que en la especificación de estos equipos se indican las características de diseño, entre otras, rango de tensión de alimentación, tensión de drop-out, número de maniobras en un año y número de años de funcionamiento, y de que en dicha especificación se requieren pruebas del conjunto válvula-actuador a la tensión mínima especificada y con la máxima presión diferencial.

La evaluación concluye que son apropiadas las acciones de mejora previstas y propone que sean recogidas como compromiso del Titular con un plazo de realización de 1 año, a partir de la renovación de la Autorización de Explotación.

El Titular ha comunicado por escrito que completará la base de datos sobre válvulas solenoides y adecuará sus procedimientos y gamas de revisión de válvulas motorizadas y de actuadores solenoides para dar cumplimiento a los requisitos de la KTA 3504 antes del 31 de diciembre de 2015.

La evaluación concluye asimismo que el Titular debe realizar una revisión del análisis NAC elaborado para esta norma, incorporando al mismo la información adicional remitida al CSN en el transcurso de la evaluación. Mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) CNAT se ha comprometido a revisar este análisis según indica la evaluación.

KTA 3506 (1984): TESTS AND INSPECTIONS OF THE INSTRUMENTATION AND CONTROL EQUIPMENT OF THE SAFETY SYSTEM OF NPPS

La evaluación indica que existe un aspecto considerado importante y transmitido al Titular durante las inspecciones de Requisitos de Vigilancia, que es el de la verificación de las lógicas de coincidencia de canales de instrumentación pertenecientes a sistemas relacionados con la seguridad. A este respecto el CSN solicitó información adicional sobre las razones por las que en los procedimientos de prueba periódica de la instrumentación y control de sistemas relacionados con la seguridad de la planta, al margen del sistema de protección, no se ha tenido en cuenta la verificación de las lógicas de coincidencia cuando las haya, siendo éste un aspecto que forma parte de la verificación de que los equipos e instrumentos realizan las funciones previstas. Asimismo se comunicó la consideración de que por parte de la central debería existir una propuesta de acciones de revisión de los mismos en consecuencia, así como de revisar/completar el alcance de los procedimientos incluidos en el análisis realizado de aplicabilidad de la norma.

CN Trillo respondió, planteando como propuesta de acción considerar la verificación de las lógicas de coincidencia cuando las haya o exponer las razones por las que no se tiene en cuenta en cada caso, con consulta previa al modo de proceder en otras centrales alemanas, en la revisión general de los procedimientos, programada habitualmente en la planta con una frecuencia de cinco años.

Esta propuesta se considera insuficiente, en base a que la norma aplica a la instrumentación y equipos de seguridad de la central, los cuales deben ser probados en sentido de garantizar la realización correcta de las funciones previstas. Por lo tanto se considera que se deben revisar todos los procedimientos de comprobación de tales equipos, a fin de incluir la verificación de lógicas de coincidencia como función prevista de seguridad.

Este requisito es coherente con lo que se ha venido requiriendo al resto de centrales nucleares españolas y deberla realizarse en un periodo inferior al de cinco años establecido para la revisión periódica habitual de procedimientos, este plazo podría ser de un año a partir de la renovación de la Autorización de Explotación.

En este sentido, esta norma deberá ser incorporada a las Bases de Licencia para la instrumentación y control de todos los sistemas relacionados con la seguridad de la planta, adicionalmente a los sistemas YZ/YT a que CN Trillo se comprometió en su informe PRE-NAC (SL-12/028).

La evaluación del CSN considera, en base a las argumentaciones realizadas por CN Trillo en cuanto al posiblemente elevado número de señales implicadas, y en cuanto a la priorización en función del potencial impacto en la seguridad, que la revisión de comprobación de lógicas de señales de I&C de sistemas relacionados con la seguridad de la planta se realizará de acuerdo con alcance e hitos que se indican a continuación, según se acordó en la reunión de julio de 2014 (acta de reunión TR-14/00005) según se indica a continuación:

Diciembre de 2015:

Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de las lógicas de coincidencias (p.e. 2de3, 1de2...) de sistemas/controles autárquicos en ETFs: Sistemas VE, UF, GY/UT, UV6, en edificio ZK, GY/UT, UV3, RS, en edificio ZX, UV2/4.

Diciembre de 2016:

Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de las lógicas de coincidencias (p.e. 2de3, 1de2...) de sistemas/controles no autárquicos en sistemas relacionados con la seguridad cuya actuación esté requerida en ETFs, incluyendo enclavamientos de seguridad (que provocan transferencia de área), requeridos en ETFs (sistemas PQ, RA, RL, RZ, TA, TB, TH, TF, TL, TP, TS, TV, TY, TX, TZ, TW, UD, UG, UJ, US, YA, YC, YD, YP, eléctrico y enclavamientos: TF, TA, TH, TW).

Diciembre de 2018:

Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de señales de actuación en sistemas significativos consideradas en APS o de seguridad, pudiendo incluir determinadas señales de protección en mandos operacionales. En cuanto a alcance por sistemas serían los incorporados a ETFs por el criterio 4 de la IS32: RR/UD, UJ y, de los sistemas

pertenecientes a los dos grupos anteriores, las señales que puedan considerarse en el alcance indicado.

KTA 3705 (2006): SWITCHGEAR, TRANSFORMERS AND DISTRIBUTION NETWORKS FOR THE ELECTRICAL POWER SUPPLY OF THE SAFETY SYSTEM IN NPPS

A solicitud de la evaluación CN Trillo ha aportado información adicional relativa a:

- La comprobación de la potencia de cortocircuito en las subestaciones de 400 kV 220 kV, que ha sido ya resuelto como se indica en el punto correspondiente a IEEE 765-2006.
- Información respecto a los análisis referentes a los apartados 3.4 (6) i) y 3.4 (8).
- Aclaración relativa a la señalización local de pérdida de tensión auxiliar para control y protección en cabinas de media y baja tensión.
- Referencias de los cálculos en los que se determinan las tensiones estáticas y dinámicas en los diferentes elementos del sistema.

En relación con la primera de las propuestas de actuación del Titular, en respuesta a una solicitud al respecto, CN Trillo ha aportado la información más reciente disponible (2013) según la cual los valores de cortocircuito correspondientes a 2013 son respectivamente de 22,4 y 5,4 kA muy inferiores a los considerados en el diseño de las subestaciones de 40 kA para ambas subestaciones. Con esta información, la evaluación considera cumplida esa propuesta.

Respecto a la propuesta de elaboración de la documentación justificativa del dimensionamiento de los cables de media tensión, la evaluación considera que es adecuada y propone que sea recogida como compromiso con un plazo de realización de 1 año a partir de la renovación de la Autorización de Explotación, entendiéndose que no es un asunto de resolución urgente puesto que las dimensiones de los cables ya están consideradas en los cálculos de caída de tensión y cortocircuito.

El Titular ha comunicado por escrito que realizará un análisis justificativo de los cables de media tensión antes de diciembre de 2015.

Respecto al punto 3.1 (a) que requiere que no se excedan los valores estáticos y dinámicos de voltaje con respecto a los valores admisibles en las cargas, el área de Ingeniería de sistemas eléctricos e instrumentación del CSN, considera que se debe requerir a CN Trillo un análisis específico de voltaje degradado en el que se concrete el valor de la tensión en barras de salvaguarda que garantiza el cumplimiento de este requisito, se demuestre la adecuación de la vigilancia de tensión y se establezcan acciones para el caso de que la tensión se encuentre degradada, es decir, comprendida entre la que garantiza el funcionamiento correcto de las cargas y la que origina la desconexión de la alimentación exterior y el acoplamiento de los generadores diesel ($U < 0,80 U_n$).

Respecto al resto de los puntos, la evaluación concluye que existe un grado de cumplimiento satisfactorio con la KTA 3705 (2006) y en aquellos casos en los que se identifican desviaciones se aportan justificaciones que se consideran aceptables.

Finalmente, la evaluación realizada concluye que CN Trillo debería realizar una revisión del análisis presentado para esta norma incorporando convenientemente la información adicional aportada. Mediante escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) CNAT se ha comprometido a realizar esta revisión.

KTA 3601 (2005): VENTILATION SYSTEMS IN NUCLEAR POWER PLANTS

El cumplimiento de la ITC de la NAC en lo que se refiere al requisito de la KTA 3601 fue evaluado por el CSN y recogido en el informe de referencia CSN/IEV/INSI/TRI/1404/699. Las conclusiones de la evaluación fueron que las acciones propuestas por CNAT en relación con las pruebas de los diferentes sistemas de ventilación, eran adecuadas. No obstante, el CSN acordó solicitar a CNAT información complementarias sobre el cumplimiento de esta norma en el escrito de petición de información adicional (PIA) la información siguiente:

“La KTA3601 requiere que se verifique “el correcto funcionamiento de los equipos de medición, de regulación y de alarma que son importantes para la seguridad”.

Para todos los sistemas TL CNAT ha contestado indicando que “no hay equipos de medición, de regulación y de alarma importantes para al seguridad asociados al sistema de ventilación”.

CNAT debe justificar detalladamente esta afirmación, teniendo en cuenta que la KTA3601 requiere dicha prueba también para los sistemas clasificados como clase 2.

Específicamente CNAT deberá realizar un análisis más detallado para los sistemas TL-6 y TL-9 comprobando si la instrumentación existente cumple las disposiciones de la KTA 3601”.

En su respuesta a este escrito, CNAT ha remitido un informe de Empresarios Agrupados (EEAA) en el que se ha realizado un análisis a los sistemas de ventilación clasificados como Clase 1 y Clase 2, identificando la instrumentación clasificada como “importante para la seguridad”, así como los procedimientos aplicables en los que se comprueba el funcionamiento de la misma. Adicionalmente, se ha verificado la periodicidad con la que se ejecutan estos procedimientos frente a la periodicidad requerida por la KTA 3601.

Como conclusión de la misma CNAT ha recogido una serie de “propuestas de adecuación” cuyo alcance es la modificación de la periodicidad de algunas gamas y procedimientos.

La evaluación del CSN concluye que se consideran adecuadas las “propuestas de acciones” planteadas por CNAT que deberá complementarse con las siguientes:

- a) El Titular deberá realizar pruebas de fugas periódicas, con frecuencia anual, a todas aquellas compuertas manuales o actuadas que en el diseño tengan la condición de estancas o tengan valores limitados de fugas y como tal estén recogidas en el EFS.
- b) El Titular establecerá los procedimientos necesarios para la comprobación periódica, con frecuencia anual, de las presiones diferenciales en los edificios ZA, ZB y ZC, con objeto de verificar que se mantienen en los valores establecidos en el diseño. Para aquellos sistemas que no operan de forma continua estas medidas se deberán realizar en el arranque de los mismos.
- c) Las pruebas de estanqueidad de los conductos de impulsión aguas abajo de los ventiladores que el Titular ha determinado como necesarias, deberán estar finalizadas en el plazo de dos años a partir de la fecha de aprobación de la renovación de la autorización de explotación.
- d) El Titular deberá realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines de los sistemas TL75/76/77/78.
- e) El Titular deberá realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines UV21/2/3/4- B701 y UV27-B711/2/3/4.
- f) El Titular deberá realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines UV41/43-B752 y UV42/44-B751.
- g) El Titular deberá realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines UV61/2/3/4- B751.
- h) La KTA 3601 revisión 2005, sección 7.2, debe incorporarse al Estudio de Seguridad como Base de Licencia de la central.

Se considera adecuado el plazo de 1 año desde la aprobación de la renovación de la autorización de explotación para la realización de todos los puntos anteriores, excepto en el punto relativo a las pruebas de estanqueidad de los conductos de impulsión aguas abajo de los ventiladores que deberá realizarse en los términos expuestos.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular durante una reunión celebrada el día 17 de julio de 2014. El Titular aportó información adicional sobre los aspectos objeto de evaluación durante esa reunión y con posterioridad a la misma.

Como resultado del análisis de esta información adicional la evaluación del CSN ha considerado adecuado modificar sus conclusiones previas como se indica a continuación.

En relación con la conclusión a) anterior la evaluación considera razonable establecer una vía de cumplimiento alternativa para los casos en que sean necesarias modificaciones de diseño de gran alcance para realizar las pruebas. Se considera necesario que el Titular identifique los casos de difícil adaptación y para ellos:

- Deberá explicar justificadamente los motivos por los cuales no considera viable la prueba de fugas.

- Deberá proponer unas acciones compensatorias (por ejemplo, métodos alternativos de comprobación) con el fin de garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba.

La conclusión b) se considera resuelta al haber aportado el Titular los procedimientos ya disponibles en la central para realizar las comprobaciones que se requerían.

En cuanto a la conclusión c) el Titular ha indicado que el plazo de 2 años es demasiado corto y que convendría que se diera un plazo teniendo en cuenta el número de trenes (4). El Titular ha propuesto que se incluya el plazo de 5 años, que cubriría las próximas cuatro recargas más un margen de una recarga más para tener en cuenta posibles imprevistos. Este plazo que se considera razonable.

Se propone suprimir por innecesaria la indicación de requerir que las pruebas de frecuencia anual requeridas en las conclusiones d), e) , f) y g) se realicen en el plazo de un año.

Finalmente, la evaluación del CSN ha propuesto requerir a CNAT una ITC en los términos que se indican a continuación:

- Realizar pruebas de fugas periódicas, con frecuencia anual, a todas aquellas compuertas manuales o actuadas que en el diseño tengan la condición de estancas o tengan valores limitados de fugas y como tal estén recogidas en el EFS y formen parte de los sistemas clasificados como Clase 1 o Clase 2 de acuerdo con la KTA 3601 de 2005. El titular analizará si existen limitaciones para su realización debidas al diseño y, en su caso, identificará las mismas, analizará sus consecuencias y propondrá acciones compensatorias para garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba afectada.*
- Finalizar las pruebas de estanqueidad de los conductos de impulsión aguas abajo de los ventiladores que el titular ha determinado como necesarias en el documento de referencia 18-F-Z-01511 “Revisión Periódica de la Seguridad. Informe de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC)”, edición 1 de 28 de octubre de 2013.*
- Realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines de los sistemas TL75/76/77/78.*
- Realizar una prueba funcional, con frecuencia anual, de los serpentines UV21/2/3/4-B701, UV27-B711/2/3/4, UV41/43-B752, UV42/44-B751, UV61/2/3/4- B751.*
Las pruebas de los serpentines deben recoger, al menos, una medida del caudal de aire, la temperatura diferencial y la presión diferencial del lado aire y el caudal de agua, la temperatura diferencial y la presión diferencial del lado agua, estando el sistema funcionando con los caudales de aire y agua de diseño en las condiciones existentes de carga térmica.
- El titular deberá incorporar la KTA 3601 revisión 2005, sección 7.2 como base de licencia de la central.*

El titular deberá completar todas las acciones indicadas en los puntos anteriores en el plazo de 1 año desde la renovación de la Autorización de Explotación, salvo el punto relativo a las pruebas de estanqueidad de los conductos de impulsión para el que se considera adecuado el plazo señalado de cuatro años.

Con posterioridad, la evaluación ha considerado conveniente cambiar la frecuencia anual de los serpentines por una frecuencia de “una redundancia por año” y eliminar de las medidas a tomar en las pruebas de serpentines las medidas de presión diferencial.

RG 1.52 REVISIÓN 3: “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

La norma ASME N510-1989 hace una clasificación de las pruebas requeridas a los sistemas aplicables. Estas pruebas se refieren a las de aceptación inicial y a las pruebas periódicas y aplica a los sistemas de aire de ventilación de la contención (TL-6) y de aire de extracción de emergencia del anillo (TL-9) mencionados.

Las evaluación del CSN ha realizado una revisión del análisis realizado por CNAT en cuanto a las pruebas periódicas que se realizaban sobre estos sistemas. Las conclusiones de la evaluación sobre cada una de las propuestas y acciones de CNAT para dar cumplimiento a esta norma respecto a los sistemas TL-6 y TL-9 son las siguientes:

- a) En cuanto a las pruebas de aceptación inicial de las unidades de filtración el informe del Titular indica que quedan fuera del alcance del mismo sin aportar ninguna justificación. Esta propuesta no se considera aceptable en cuanto a que el Titular debería analizar el cumplimiento con la normativa aplicable y, especialmente en aquellas pruebas cuya realización es requerida como prerrequisito pro alguna de las pruebas periódicas. Por tanto el Titular debe completar su revisión, procediendo a una evaluación de los procedimientos de prueba y resultados de las mismas para analizar su cumplimiento con la norma.
- b) El ASME N510 establece que se realice una prueba de estanqueidad del housing de la unidad de filtración en la puesta en marcha y posteriormente cada 10 años. Originalmente se realizó una prueba de estanqueidad de los housing de las unidades de filtración, pero no está procedimentada ni establecida su realización periódica posterior. El Titular propone elaborar un procedimiento para la realización de la prueba de estanqueidad, pero no menciona su realización.

En consecuencia, se acepta la propuesta del Titular que deberá complementar con la realización de la misma con una periodicidad de 10 años. Dado que no se ha realizado ninguna prueba de estanqueidad desde el momento de la puesta en

marcha, se considera oportuno que el Titular realice la primera en el plazo de 2 años a partir de la renovación de la autorización de explotación.

- c) El ASME N510 establece una frecuencia para las pruebas periódicas de una vez por ciclo. En las ETFs de CN Trillo las mismas figuran con una periodicidad de 18 meses. La excepción es la prueba de calentadores cuya periodicidad figura como de 2 años. Ambas periodicidades se consideran adecuadas. Sin embargo, según menciona el Titular en su informe, en la prueba de calentadores sólo se comprueba la potencia nominal del mismo, lo cual no asegura que la prueba se realice de acuerdo con ASME N510-1989.

Por tanto, el Titular deberá analizar si el procedimiento de prueba de los calentadores cumple el ASME N510, 1989 y, en su caso, completarlo para dar cumplimiento al mismo.

- d) La RG 1.52 establece que se realice una prueba mensual de funcionamiento del sistema durante 15 minutos. Para el TL-6 no se realiza esta prueba. Para el TL-9 las ETFs requieren probar la conexión de calentadores y el arranque de los ventiladores por señal de actuación. Sin embargo, no se especifica la duración del funcionamiento de los mismos. Para el TL-9 se estableció la ITC 43 del PEP-1987 que requiere la parada automática de los ventiladores a los cinco minutos de su arranque, por lo que no puede establecerse ese tiempo de prueba. En consecuencia, se considera necesario que el Titular realice una prueba mensual del TL-6, comprobando el arranque de los ventiladores y la conexión de los calentadores durante un tiempo mínimo de 15 minutos.
- e) La RG 1.52 establece que se realice una prueba de inspección visual antes de la realización de las pruebas periódicas. El Titular concluye que sólo se requiere algunas modificaciones a los procedimientos ya existentes en planta, lo que se considera aceptable.
- f) La RG 1.52 establece que se realice una prueba in-situ de fugas de los filtros de alta eficacia (HEPA). El Titular concluye que para ambos sistemas (TL-6 y TL-9) se cumple la RG y el ASME N510 salvo algunas desviaciones menores que implican cambios en los procedimientos existentes. Sin embargo, el Titular no ha podido encontrar la documentación de la validación de los puntos de inyección y muestreo, justificando que la misma no es necesaria en cuanto que la unidad de filtración estaría diseñada de acuerdo con la KTA 3601. Esta justificación no es aceptable dado que la validación de dichos puntos es requerida como prerrequisito de la prueba in-situ de fugas de los filtros HEPA y filtros de adsorbente, de acuerdo con ASME N510-1989.
Por tanto, el Titular deberá efectuar la validación de los puntos de inyección y muestreo utilizados para las pruebas in-situ de los filtros HEPA y filtros de adsorbente.
- g) La RG 1.52 establece que se realice una prueba in-situ de fugas para el adsorbente. El Titular concluye que para ambos sistemas (TL-6 y TL-9) se cumple la RG y el ASME N510 salvo algunas desviaciones menores que implican cambios en los procedimientos.

La validación de los puntos de inyección y muestreo ya ha sido comentada en el párrafo anterior.

- h) La RG 1.52 establece que cuando se realizan trabajos de soldadura en las unidades de filtración, deben desmontarse los filtros y posteriormente la realización de las pruebas pertinentes. El Titular concluye que sólo se requiere modificación a los procedimientos ya existentes, lo que se considera aceptable.
- i) La RG 1.52 establece que se realice la prueba de laboratorio del adsorbente de acuerdo con ASTM D3803-89. El Titular concluye que dicha norma está incluida en los procedimientos existentes, lo que se considera aceptable.
- j) Para el adsorbente situado en el almacén, no están procedimentadas las condiciones de almacenamiento ni se requiere una prueba de eficiencia si el tiempo de almacenamiento supera los 5 años como requiere la RG. El Titular concluye la necesidad de procedimentar ambos aspectos, lo que se considera aceptable.
- k) Requisitos de realización de la prueba de laboratorio del adsorbente. El Titular concluye que sólo se requiere modificación a los procedimientos existentes, lo que se considera aceptable.
- l) Eficiencia de adsorción asignada al adsorbente. El Titular concluye que no se requieren actuaciones, lo que se considera aceptable.
- m) Requisitos de sustitución del adsorbente. El Titular concluye que no se requieren actuaciones, lo que se considera aceptable.
- n) Adicionalmente a lo recogido por el Titular en su informe se considera necesario que los elementos que requieren reposición periódica (filtros HEPA y filtros de adsorbente) cumplan con lo requerido por la RG. En su documento el Titular recoge que actualmente la especificación del adsorbente requiere el cumplimiento del ASME AG-1,1997, sin embargo, no menciona ninguna actuación correctora. Para los filtros HEPA no se menciona nada.

En resumen, la evaluación del CSN consideraba aceptables las acciones propuestas por CNAT, pero consideraba que la información aportada por CNAT debería completarse con la información siguiente:

“En el documento 18-F-Z-01511 se analiza el cumplimiento de las pruebas periódicas con el ASME N510-1989.

El cumplimiento de las pruebas de puesta en marcha de los sistemas con ASME N510, 1989 se ha obviado por cuestión de fechas de emisión de la normativa.

Dado que la correcta operación de las unidades de filtración y la adecuada ejecución de las pruebas periódicas depende en buena medida de la correcta realización de las pruebas iniciales, es necesario que el Titular analice si las pruebas que se realizaron inicialmente fueron correctamente realizadas de acuerdo con la normativa y si los resultados obtenidos fueron correctos y no han existido modificaciones de diseño en las unidades de filtración que hubieran requerido la repetición de las mismas.

En consecuencia, el Titular debe completar su revisión procediendo a una evaluación de los procedimientos de prueba y los resultados de las pruebas iniciales de las unidades de filtración de los sistemas TL, con

objeto de analizar su cumplimiento con la norma ASME N510 vigente en la puesta en marcha de los sistemas de ventilación, analizando si han existido modificaciones o condiciones posteriores que puedan cuestionar los mismos, incluyendo los puntos de inyección y muestra seleccionados para las pruebas periódicas”.

Esta información fue requerida al titular (CSN/PIA/CNTRI/1404/17). El CSN ha evaluado la respuesta a esta PIA y en la evaluación se hacen las siguientes consideraciones:

- Las pruebas que el ASME N510, 1989 considera como pruebas iniciales y que se requiere realizar una única vez o cuando se ejecuten modificaciones importantes en las unidades de filtración, son:
 1. Prueba de capacidad estructural
 2. Prueba de fugas de la carcasa
 3. Distribución de flujo y prueba de caudal
 4. Prueba de uniformidad de mezcla aire –aerosol.
- Dentro del ámbito de la RG1.52 se consideran los siguientes sistemas:
 - TL-6 “Sistema de filtración del aire de recirculación de aire de las salas de equipos grandes y salas de operación”.
 - TL-9 “Sistema de extracción de emergencia del Anillo”.

En su contestación el Titular envía la documentación enviada y evaluada por el CSN como consecuencia del Permiso de Explotación Provisional, así como una contestación genérica que se analiza a continuación, sobre la prueba de fugas de la carcasa, sin entrar ni en la evaluación de dichos procedimientos, ni en la evaluación de sus resultados, ni en realizar una valoración detallada del programa de pruebas iniciales. Por tanto, la respuesta se considera incompleta.

En su análisis CNAT recoge con detalle los puntos de inyección y lectura para cada uno de los sistemas, TL-6 y TL-9. Por la disposición de los mismos se considera que la afirmación anterior es válida para el sistema TL-9 pero no es válida para el TL-6, ya que:

- El TL-9 dispone de dos trenes redundantes y se prueban de forma independiente cada uno de ellos. Por tanto, la afirmación recogida por el Titular es correcta y, en consecuencia, en aplicación del ASME N510, no se requiere la realización de la misma.
- El TL-6 dispone de dos unidades de filtración, cada una de ellas formada por tres módulos independientes paralelos en los que cada uno de ellos dispone de un único filtro HEPA por banco. La prueba se realiza de forma independiente para cada unidad, pero conjuntamente para los tres módulos mediante la lectura de un único punto aguas arriba y la lectura de tres puntos (uno por módulo) aguas abajo. En

consecuencia, dado que la concentración de mezcla no está asegurada que sea la misma en cada uno de los módulos, no puede considerarse aplicable la exención de la prueba contemplada por ASME N510. Por tanto, en este caso se considera necesario que el Titular efectúe la prueba de la uniformidad de mezcla aire-aerosol para ambas unidades.

La realización de las pruebas indicadas en el plazo de dos años será requerida al titular como una condición de la renovación de la Autorización de Explotación.

El resto de requisitos derivados de las conclusiones de la evaluación del análisis del Titular de esta norma se estima adecuado que sean solicitados al titular mediante ITC, estableciendo un plazo de cumplimiento para la misma de un año.

Las conclusiones de la evaluación del CSN fueron transmitidas al titular durante una reunión celebrada el día 17 de julio de 2014. El Titular aportó información adicional sobre los aspectos objeto de evaluación durante esa reunión y con posterioridad a la misma.

Como resultado del análisis de esta información adicional la evaluación del CSN ha considerado adecuado modificar sus conclusiones previas como se indica a continuación.

En cuanto a la realización de las pruebas iniciales de las unidades de filtración de sistemas TL conforme a ASME N 510, 1989:

- Se matiza la primera frase para dejar claro que el requisito sólo afecta a los sistemas de ventilación del TL que tengan unidades de filtración
- Se establece una vía de cumplimiento adaptado por parte de CN Trillo para las pruebas iniciales, cuando su realización según ASME N510, debido al diseño según tecnología alemana, no sea posible a no ser que se lleven a cabo modificaciones de gran envergadura. En estos casos el Titular:
 - Deberá explicar justificadamente los motivos por los cuales no considera viable la alternativa de implantar una modificación de diseño que permita el cumplimiento literal de ASME.
 - Deberá proponer unas acciones compensatorias (por ejemplo, métodos alternativos de comprobación) con el fin de garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba afectada

En relación con la incorporación a las especificaciones de compra del adsorbente y de los filtros HEPA el requisito de cumplimiento con ASME AG-1, 1997, el requisito se sigue considerando adecuado, dado que establece un estándar de reconocida validez para los filtros HEPA y de adsorbente. Sin embargo, se considera que también pueden ser aceptables otras alternativas, siempre y cuando estén basadas en normativa de diseño nuclear y que cumplan con los mismos requisitos de calidad e idoneidad que el ASME AG-1, 1997.

RG 1.140 REVISIÓN 2: “DESIGN, INSPECTION, AND TESTING CRITERIA FOR AIR FILTRATION AND ADSORPTION UNITS OF NORMAL

ATMOSPHERE CLEANUP SYSTEMS IN LIGHT-WATER-COOLED NUCLEAR POWER PLANTS

Esta norma es muy similar a la anterior RG 1.52 rev. 3 pero para otros sistemas diferentes al TL-6 y TL-9.

De la evaluación remitida por CNAT respecto a las pruebas periódicas de otros sistemas de ventilación diferentes al TL-6 y TL-9, la evaluación del CSN hace las consideraciones que se indican a continuación.

Dentro del ámbito de la RG 1.140 se consideran los siguientes sistemas:

- TL-8 “Sistema de control de presión de aire de extracción”.
- TL-21 “Sistema de filtros de carbón activo de los laboratorios (edificio auxiliar)”.
- TL-22 “Sistema de extracción del edificio del anillo”
- TL-25 “Sistema de purga de emergencia del edificio auxiliar”
- TL-27 “Sistema de filtros de lavandería (edificio auxiliar)”
- TL-28 “Sistema de extracción de zona de ampliación de residuos radiactivos (edificio auxiliar)”

La contestación facilitada por el Titular es idéntica a la recogida para los sistemas a los que aplica la RG 1.52, descrita anteriormente.

Por tanto, las conclusiones de esta evaluación son análogas a las recogidas anteriormente para los sistemas a los que aplica la RG 1.52. En cuanto a la prueba de la uniformidad de mezcla aire-aerosol en estos sistemas, se debe requerir la realización de la misma para los sistemas que disponen de varios módulos en paralelo, en concreto, TL-22, TL-25 y TL-28, salvo que dichos módulos sean probados de forma independiente en las pruebas de fugas in-situ de los filtros HEPA y de los filtros de carbón (si aplica).

La realización de las pruebas indicadas en el plazo de dos años será requerida al titular como una condición de la renovación de la Autorización de Explotación.

EN relación con esta norma y con la anterior RG 1.52 rev. 3 la evaluación del CSN ha propuesto emitir una ITC en los términos siguientes:

-Realizar las siguientes pruebas, consideradas como pruebas iniciales por ASME N510 de 1989, para todas las unidades de filtración en los sistemas de ventilación incluidos en el sistema TL:

- *Prueba de integridad estructural*
- *Prueba de fugas*
- *Prueba de distribución de flujo y prueba de capacidad*
- *Prueba de uniformidad de mezcla aire-aerosol, para los sistemas TL-6, TL-22, TL-25 y TL-28.*

El titular analizará si existen limitaciones para su realización debidas al diseño de sus unidades de filtración y, en su caso, identificará las mismas, analizará sus consecuencias y propondrá acciones compensatorias para garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba afectada.

- Analizar si el procedimiento de prueba de los calentadores cumple el ASME N510, 1989 y, en su caso, completarlo para dar cumplimiento al mismo en el plazo de un año de la renovación de la Autorización de Explotación.*
- El titular deberá realizar una prueba mensual del TL-6 comprobando el arranque de los ventiladores y la conexión de los calentadores durante un tiempo mínimo de 15 minutos.*
- El titular deberá incluir las especificaciones de compra del adsorbente y de los filtros HEPA el requisito de cumplimiento con ASME AG-1, 1997.*
- Todos los filtros HEPA y filtros de adsorbente de las unidades de filtración del sistema TL deberán cumplir con la norma indicada en el párrafo anterior.*
- El titular deberá incorporar la RG 1.52 revisión 3, sección 6 y la RG 1.140 revisión 2, sección 6, como base de licencia de la central.*

El titular deberá completar todas las acciones indicadas en los puntos anteriores en el plazo de un año desde la renovación de la Autorización de Explotación, salvo los puntos a) en lo relativo al plazo de tiempo al plazo de tiempo para completar las pruebas, y e) para los que se considera adecuado un plazo de dos años.

GL 80-21 “VACUUM CONDITION RESULTING IN DAMAGE TO CHEMICAL VOLUME CONTROL SYSTEM HOLDUP TANKS”

La evaluación considera que el depósito del TA cuenta con suficientes medios para garantizar que no se produce una mezcla explosiva en su interior.

En los casos de los tanques de TA y TD el caudal mínimo de aporte de nitrógeno es superior al caudal máximo de aspiración desde los tanques, la evaluación concluye que el sistema de aporte de gas es capaz de mantener las condiciones de presión de los tanques.

La evaluación considera aceptable la respuesta del Titular en lo relativo al diseño de los tanques para condiciones de vacío y al control de presión en los tanques.

RG 1.36 REV. 0 (02/1973). “NONMETALLIC THERMAL INSULATION FOR AUSTENITIC STAINLESS STEEL.”

La figura 1 de la Guía Reguladora 1.36 Rev.0, conocida como *diagrama de Karnes*, indica la concentración aceptable de iones cloruro y fluoruro frente iones de sodio y silicatos, de los

materiales aislantes para que no induzcan fenómenos degradatorios, como el SCC (Stress Corrosion Cracking), en las tuberías.

CNT incluirá el cumplimiento explícito con el diagrama de Karnes en una nueva revisión de la especificación de aislamiento de tuberías de planta 18-IM-1550. De esta manera se da cumplimiento a la RG 1.36 para futuras modificaciones.

El Titular ha comunicado por escrito que actualizará esa especificación antes de final de 2014. En cuanto a los materiales aislantes ya instalados en planta, el Titular ha hecho una revisión de la composición química de los mismos para comprobar que se encuentran en la zona aceptable.

En conclusión, se considera aceptable la decisión de incluir explícitamente el diagrama de Karnes en la especificación aplicable de planta, con lo que se da cumplimiento a dicha guía para futuras modificaciones. Asimismo el Titular ha comprobado que los aislamientos actualmente instalados cumplen con la norma

RG 1.124 REV. 2 (02/2007). “SERVICE LIMITS AND LOADING COMBINATIONS FOR CLASS 1 LINEAR-TYPE SUPPORTS.”

Se considera aceptable la decisión de revisar el documento 18-R-A-5002 para incluir los criterios adicionales de la guía en futuras modificaciones. Para los soportes actualmente instalados el Titular ha demostrado que, teniendo en cuenta las características mecánicas de los materiales utilizados y los conservadurismos del proyecto, la aplicación de esta norma no cuestiona el resultado de los cálculos de diseño.

El Titular ha comunicado mediante el escrito de 1 de agosto de 2014 (nº de registro 42716) que actualizará ese documento antes de final de 2014.

RG 1.200 (Rev .2) “AN APPROACH FOR DETERMINING THE TECHNICAL ADEQUACY OF PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT RESULTS FOR RISK-INFORMED ACTIVITIES”.

La adecuación y análisis del APS para cumplir con la posición 2 de la RG.1.200 no sería necesaria en el marco de la adecuación técnica del APS pero sí sería necesario su cumplimiento en el caso de que el Titular quisiera utilizar su APS en aplicaciones reguladoras informadas por el riesgo.

En general, los APS de CN Trillo cumplen con los elementos y sus atributos Correspondientes incluidos en la RG 1.200.

Con el objetivo de cumplir con la posición reguladora 1 en la que se establecen las características generales que tiene que tener un APS para ser técnicamente aceptable, el Titular se ha comprometido a:

- Documentar las limitaciones e incertidumbres asociadas a los códigos y cálculos utilizados en la definición de los criterios de comportamiento para completar la cumplimentación de lo establecido en el elemento técnico “*Análisis de Criterios de Éxito*”.
- Presentar la contribución a la FDN del APSOM de cada uno de los EOP, tal como lo establecen los atributos que define la Guía para la Cuantificación en Otros Modos. Este compromiso ya se ha incluido en la revisión F2 del APSOM.
- Incluir en los análisis de Nivel 1 un apartado que identifique las incertidumbres asociadas a los análisis, hipótesis, modelos, etc.
- Mejorar la documentación de los análisis de inundaciones con el fin de facilitar su trazabilidad, las actualizaciones y las revisiones independientes.

El compromiso del Titular, es presentar estas acciones en la revisión de los APS del 30 de octubre de 2019. El Titular se deberá comprometer al cumplimiento de esta fecha mediante la emisión de una carta de compromisos, teniendo en cuenta lo indicado en el siguiente punto.

Además, dentro de este mismo marco a raíz de la última inspección de PBI (CSN/AIN/TRI/14/839) el Titular se ha comprometido a:

- Documentar las limitaciones e incertidumbres de los distintos códigos utilizados por el Titular en los APS de CN Trillo para los cálculos que permiten la definición de criterios de éxito y tiempos disponibles en APSN1 y APSOM, así como los análisis de progresión del accidente en APS-N2. El compromiso del Titular, es presentar estas acciones en la revisión de los APS del 30 de octubre de 2019. Sin embargo, la evaluación considera que esta fecha es demasiado tarde ya que coincidiría con la próxima revisión “de los 5 años” de los APS. Por lo tanto, con objeto de que pueda ser valorada de forma adecuada por parte del CSN y que quede plenamente incorporada en la revisión prevista de octubre de 2019, se requiere una primera revisión de esta tarea para el 30 de octubre de 2017, para que pueda ser revisada durante la inspección de PBI del año 2018 e incorporarse las conclusiones de ésta en la revisión de los APS de 2019.
- Analizar la evolución de la FDN con la reducción del nivel de truncación y verificar que ninguna secuencia accidental o contribuyente significativo es eliminado. Este compromiso se resolverá incorporando los análisis de sensibilidad específicos en el APS-N1 y APSOM en las próximas revisiones de los APS. En la nueva revisión del informe para la NAC, se ha incluido este análisis para la revisión F9 del APS-N1. En relación con el APSOM, el compromiso del Titular, es presentar este análisis en la nueva revisión del APSOM el 30 de julio de 2014. El Titular se deberá comprometer al cumplimiento de esta fecha mediante la emisión de una carta de compromisos.

El Titular no ha analizado la posición 2 de la RG 1.200, que endorsa el estándar de APS de la industria americana ASME/ANS-RA-Sa-2009, y que establece los requisitos que deberían cumplirse en caso de utilizar el APS en aplicaciones informadas por el riesgo. Esta

posición 2 sí sería necesario su cumplimiento en el caso de que el Titular realizara estas aplicaciones. Además, en estos casos la definición de la métrica del riesgo para el Nivel 2 debería estar de acuerdo con las definiciones de las “Regulatory Guide” de la USNRC.

La evaluación considera que la RG 1.200 debe pasar a formar parte de la Base de licencia de C.N. Trillo.

GL 80-02 “QUALITY ASSURANCE REQUIREMENTS REGARDING DIESEL GENERATOR FUEL OIL”

La evaluación concluye que el proceso de homologación de los suministradores del gasoil del Titular se considera aceptable.

Asimismo se considera aceptable tanto el análisis realizado como las acciones propuestas por CN Trillo para tener en cuenta los parámetros indicados anteriormente dentro de la vigilancia periódica.

KTA 3706 “ENSURING THE LOSS-OF-COOLANT-ACCIDENT RESISTANCE OF ELECTROTECHNICAL COMPONENTS AND OF COMPONENTS IN THE INSTRUMENTATION AND CONTROLS OF OPERATING NUCLEAR POWER PLANTS”. ED. 2000-06

Con objeto de aclarar la justificación aportada por el Titular para las excepciones al cumplimiento de la KTA-3706, se realizaron comprobaciones al respecto en una inspección realizada los días 2 y 3 de abril de 2014 (CSN/AIN/TRI/14/837).

En relación con la excepción al cumplimiento del periodo post accidente de 1 año especificado en la KTA-3706, los representantes de CN Trillo manifestaron que habían cumplido con sus bases de licencia originales, que requerían calificar para un periodo post accidente de solo 100 días y que, en consecuencia, se asignó ese periodo como requisito de calificación para los equipos con tiempo de funcionamiento tras el accidente mayor de 24 horas.

En cuanto a la justificación aportada, de que se había comprobado que dichos equipos estaban calificados para un periodo post accidente de un año, matizaron la misma indicando que, “habían realizado una estimación” de si los valores de calificación para temperatura y radiación, especificados en los informes de dichos equipos, cubrirían el periodo de un año y que habían determinado que esto se cumplía “para la mayoría de los equipos”, si bien no especificaron que equipos no lo cumplían. Dado que durante la inspección no se presentó ningún documento que justificase lo anterior, se decidió solicitar posteriormente información adicional al respecto.

En relación con las justificaciones aportadas para validar la vida calificada de los equipos calificados según la KTA-3505, en la inspección se comprobó que no se encontraban suficientemente sustentadas. Ante la posibilidad de que no se aceptase por parte del CSN la

excepción al cumplimiento de la KTA-3706 y se exigiese demostrar una vida calificada, mediante nuevos ensayos de calificación, sobre los equipos afectados, los representantes del Titular argumentaron lo siguiente:

- La calificación de los instrumentos suministro de KWU se había ajustado a las bases de licencia originales de la central aceptadas por el CSN, y en consecuencia se habían aplicado las normas y practicas recomendadas por KWU y en concreto para muchos equipos la KTA-3505.
- En Alemania actualmente se siguen aceptando los equipos calificados ambientalmente según la KTA-3505.
- El texto de la KTA-3706 no especifica que la calificación demostrada mediante la KTA 3505 no sea válida.
- Exigir con carácter retroactivo el cumplimiento estricto de la KTA 3706 implicaría problemas prácticos de difícil solución, ya que los equipos actualmente suministrados por Areva para CN Trillo siguen estando calificados por la KTA-3505 y no cumplen los requisitos de la KTA-3706.

Tras la inspección y en relación con los aspectos no aclarados en la misma se solicitó al Titular, mediante la carta CSN/PIA/CNTRI/TRI/1404/17, información adicional sobre la justificación de las excepciones mencionadas.

Tras el análisis de la información adicional enviada la evaluación concluye que se considera aceptable la justificación aportada por CN Trillo, sobre la excepción al cumplimiento de la KTA-3706, en relación con el periodo post accidente.

En cuanto a *Justificación de la vida calificada de los equipos KWU* la información remitida por el Titular es muy escasa, no describe las pruebas realizadas y no da ninguna información que relacione sus resultados con la degradación de las partes del equipo que son críticas para cumplir su función en caso de accidente. La evaluación concluye que no es aceptable desde el punto de vista de la seguridad, la existencia de 256 equipos e instrumentos con requisito de calificación ambiental, para los que no se ha definido una vida calificada y adicionalmente para los que no se justifica, por otros métodos, el control efectivo de su envejecimiento durante su periodo de instalación en planta.

Para aceptar la justificación a lo anterior aportada por CN Trillo, y cumplir las recomendaciones de KWU, se considera necesario requerir mediante una ITC a la Autorización de Explotación solicitada, en el plazo de un año, la definición y aplicación de Programas de Gestión del Envejecimiento sobre todos los equipos afectados, que aseguren que la degradación por envejecimiento de los mismos durante el periodo de operación de la central, no afecta al cumplimiento de su función de seguridad en caso de accidente.

Dichos programas se basaran, como mínimo, en las actividades siguientes:

- Realizar un estudio de los fenómenos degradatorios por envejecimiento para cada uno de los equipos, identificando las partes degradables del mismo que son críticas para el cumplimiento de su función de seguridad en caso de accidente y los efectos de envejecimiento significativos resultantes sobre las mismas.
- Evaluar la validez de las pruebas de vigilancia y/o prácticas de mantenimiento actualmente aplicadas a cada equipo para detectar y controlar dichos efectos del envejecimiento durante el periodo de instalación del equipo en la central.
- Proponer las mejoras necesarias para dichas pruebas y procedimientos y desarrollar los programas de gestión de envejecimiento necesarios.

Como alternativa a la aplicación de los programas de gestión de envejecimiento indicados, CN Trillo podrá optar por la recalificación o por la sustitución preventiva de los equipos afectados.

El programa de calificación ambiental desarrollado sobre los equipos suministro de KWU de CN Trillo cumple, salvo en lo referente a las excepciones indicadas, con los requisitos básicos de la KTA-3706.

KTA 1508 (NOV/2006): “INSTRUMENTATION FOR DETERMINING THE DISPERSION OF RADIOACTIVE SUBSTANCES IN THE ATMOSPHERE”

La evaluación del CSN comparte la valoración del Titular de que el contenido técnico de esta norma es menos restrictivo que el establecido en la USNRC RG 1.23 (Rev. 1). La evaluación concluye que no corresponde valorar la versión revisada de la KTA-1508, sino que el Titular debe adoptar la RG 1.23 (Rev. 1) como base de licencia al igual que las demás plantas.

KTA 2201.1 (NOV/2011): “DESIGN OF NUCLEAR POWER PLANTS AGAINST SEISMIC EVENTS (PRINCIPLES)”

Análisis y posición del Titular

El Titular expone que en el diseño sísmico de CN Trillo, se aplicaron criterios anteriores a la primera edición de esta KTA, si bien dichos criterios cubren lo requerido en la edición de 1990 y, por tanto, se consideró aplicable en su momento, salvo en lo relativo a los espectros de respuesta. Para ellos, se requirió, de acuerdo con la AC, la RG 1.60. Las aceleraciones fijadas en la Autorización de Construcción, cumplen lo requerido por la KTA. Para los requisitos relativos a instrumentación e inspecciones post-sismo se considera la RG 1.167.

En lo relativo a la determinación probabilista del sismo base de diseño, en los años 90 se desarrollaron diversos estudios (trabajo del consorcio Geomatrix, EQE, Westinghouse,

evaluados por el CSN con el apoyo de LLNL) para determinar los sismos (metodología Review Level Earthquake, RLE) a considerar en los estudios probabilistas (IPEEE). La probabilidad de superación del sismo base de diseño fijado para CN Trillo es de 3,96 (10E⁵), que es ligeramente superior al indicado en la KTA.

Más allá de lo requerido por la KTA, en CN Trillo se aplicó la metodología de márgenes sísmicos de EPRI, con el criterio de 0,3g (componente horizontal). Dentro de las mejoras propuestas y posteriormente requeridas tras el accidente de Fukushima, se van a implantar mejoras que garantizan el cumplimiento de dicho margen sísmico en los equipos requeridos en tal escenario.

Debido a lo explicado, el Titular considera la norma como aplicable a CN Trillo con la excepción de lo indicado en el tratamiento probabilista, ya que CN Trillo sigue en esos aspectos, otra metodología, requerida por el CSN en su día (GL80-20 de la NRC).

RG 1.23 (REV. 1, MARZO/2007) “METEOROLOGICAL MONITORING PROGRAMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS”.

El análisis del titular concluye que sí es aplicable esta guía y que se han propuesto mejoras para su aplicación en planta (Anexo A13 del documento de la NAC remitido por CNAT de referencia 18-F-Z-01511), que se resumen como:

- Tala o poda de los árboles cercanos a la torre meteorológica que superan la altura debida, y establecimiento de una gama de mantenimiento para su control.
- Adecuación de la instrumentación de la torre, estudio de disposición de instrumentos y verificación de características de los instrumentos de velocidad y dirección del viento.
- Cambios en procedimientos de inspección, mantenimiento y calibración.

La evaluación considera que CNAT ha analizado el contenido de la RG 1.023, rev. 1; ha identificado qué aspectos de la guía faltan por satisfacerse y ha propuesto algunas mejoras a implantar, las cuales tendrán que ser debidamente verificadas.

No obstante, en el ES no aparece como BL la rev. 1, y sí aparece la rev. 0 de la RG.1.023, con una Nota que indica “*Se utiliza la propuesta de revisión 1 de la RG*”. De acuerdo con la revisión 1 vigente se debe aplicar la norma ANSI/ANS-3.11-2005 y no la ANSI/ANS 3.11 del año 2000 (borrador de rev. 1), como indica CNAT y figura en la Secc. 3.2.2 del ES (rev. 32). Por tanto, debe actualizarse la BL incorporando la rev. 1 vigente, como en el resto de centrales nucleares, una vez se completen las modificaciones propuestas. Para ello debe fijarse un plazo razonable, no superior a un año.

G.L. 89-22 (OCT /1989): “POTENTIAL FOR INCREASED ROOF LOADS AND PLANT AREA FLOOD RUNOFF DEPTH AT LICENSED NPP DUE TO

RECENT CHANGE IN PMP CRITERIA DEVELOPED BY THE NATIONAL WEATHER SERVICE” (OCT/89).

CNAT, en el Anexo A4 del documento de la NAC 18-F-Z-01511, explica que ha comprobado la capacidad resistente de las cubiertas para soportar la carga de agua que ocurriría en caso de obstrucción en los sumideros de las cubiertas, y consiguiente inundación de las mismas hasta la coronación del peto. Según el titular, esta comprobación es “conservadora” e “independiente de la GL 89-22”. Desde el punto de vista resistente, “*las cubiertas son capaces de soportar el máximo nivel de inundación*”.

CNAT ha comprobado que el nivel de inundación resultante de la nueva consideración de la PMP (Probable Maximum Precipitation) no afecta a los edificios indicados, desde el punto de vista de la entrada de agua en los mismos. La única vía posible para la entrada de agua al interior de los edificios son las puertas de acceso a las cubiertas.

Se ha estimado la intensidad de lluvia en 5 minutos de acuerdo con la PMP de la NOAA (National Oceanic and Atmospheric Administration). Se han tomado datos de Cifuentes 1954-1990, completados con los datos de la torre meteorológica del emplazamiento de 15 minutos hasta el año 2010. Se ha aplicado una función de Gumbel. Se obtienen precipitaciones máximas en 5 minutos, para periodos de retorno de 10.000 y 1.000.000 años, de 15 mm/h y 20 mm/h respectivamente.

En el cuaderno 18-CC-17103 “Drenaje de las Cubiertas de Edificios”, se presentan los niveles máximos esperables de agua en la cubierta por inundación para los periodos de retorno de 10.000 y 1.000.000 años.

Considerando estos niveles de inundación, resultado de la máxima intensidad de lluvia esperable y de la capacidad de desagüe de las cubiertas, se resuelve que es necesario dar estanqueidad al acceso a la cubierta del edificio ZY-4 (Edificio Almacén de Contenedores de Combustible Gastado). Es necesario elevar la entrada a la cubierta en 400 mm. Se ha analizado y se identifica una solución de estanqueidad del acceso a cubiertas del edificio ZY-4.

Con el correo electrónico del 25.06.2014 de C.N. Trillo queda despejada la duda sobre el edificio diesel ZK. En realidad, no debería haberse incluido este edificio en el cálculo, al no ser posible la entrada de agua; ya que la puerta de acceso a la cubierta no da acceso al interior del edificio y no puede ser fuente de inundación del mismo; del mismo modo que no se incluyó el edificio ‘Almacén exterior de residuos radiactivos sólidos’ ZY-3, ya que en su cubierta no hay puertas o trampillas de acceso y por lo tanto no se contempla la entrada de agua al edificio.

Se considera aceptable el análisis realizado por el titular de cumplimiento con la GL 89-22. Debería incorporarse como BL de la central.

KTA-1203: “REQUIREMENTS FOR THE ACCIDENT MANAGEMENT MANUAL” (11/2009)

La evaluación considera que la respuesta suministrada por el Titular se considera suficiente para concluir que CN Trillo cumple con la KTA 1203.

La acción propuesta por el Titular de revisar los capítulos del Manual de Accidentes Severos de C.N. Trillo para detallar los dispositivos de comunicación, se considera adecuada.

Se propone incluir en las Bases de Licencia de CN Trillo los siguientes apartados de la KTA 1203:

- Apartado 5: Requirements Pertaining to Emergency Manual, Part 0 - Table of Contents and Introduction
- Apartado 7: Requirements Pertaining to Emergency Manual, Part 2 – Emergency Measures.

RSK-417-06/09: “REQUISITOS APLICABLES A LA DETERMINACIÓN DEL NÚMERO MÍNIMO DE PERSONAS POR TURNO EN CENTRALES NUCLEARES PARA GARANTIZAR UN CONTROL SEGURO DE LA OPERACIÓN” (2009).

No se considera necesario incluir esta norma en las Bases de Licencia de CN Trillo por contar con normativa nacional aplicable.

La evaluación considera que la composición del turno y las funciones del personal establecidos en C N Trillo son adecuadas para el cumplimiento con las recomendaciones de la RSK 417, salvo en lo que concierne a un aspecto concreto de la dotación mínima del turno de operación establecida por la RSK, la disponibilidad de especialistas eléctricos.

Desde el punto de vista de dotación (número de personas), el Turno de Operación de C.N. Trillo podría cumplir de manera holgada, aparentemente, con lo estipulado por la RSK para la dotación mínima. Sin embargo, desde el punto de vista de las cualificaciones requeridas, la RSK establece dos cualificaciones concretas (un Electricista Cualificado y un Electricista) que, en principio, no están claramente cubiertas en el Turno de Operación de C.N. Trillo. La RSK define estos dos puestos de la siguiente forma:

“Un electricista cualificado para ejecutar maniobras en todos los dispositivos eléctricos de la zona de la sala de control/edificio eléctrico, para evaluar las averías eléctricas y, dado el caso, para determinar medidas inmediatas adecuadas en colaboración con el Jefe de Turno y el manejo de los dispositivos eléctricos”.

“Un electricista, para atender los equipos eléctricos in situ, como los dispositivos de corriente de salvaguardia, y para llevar a cabo las maniobras/descargos eléctricos en el edificio eléctrico y en sistemas eléctricos periféricos”.

La evaluación concluye que el Titular debe justificar el cumplimiento de C.N. Trillo con la RSK respecto a la disponibilidad en el Turno de Operación de estos dos especialistas

eléctricos y, en especial, del denominado Electricista Cualificado, con presencia en sala de control ante incidentes operativos y funciones de evaluación de averías y colaboración con el Jefe de Turno.

Esta conclusión fue transmitida a CNAT y mediante escrito de 11 de septiembre de 2014 (nº de registro de entrada en el CSN 43131), se ha comprometido a realizar un análisis adicional al presentado con el informe de la NAC (18FZ1511) para comprobar si el personal de turno de servicio dispone de la formación en estas materias que satisfaga la recomendación 417 de la RSK. Antes del 31 de marzo de 2015 se presentará el análisis realizado, así como el programa de implantación de las mejoras derivadas de los resultados del mismo, en conformidad con lo requerido por la evaluación.

BTP 6-4 “CONTAINMENT PURGING DURING NORMAL PLANT OPERATIONS”

En cuanto a las válvulas de 24" la evaluación del CSN no encuentra suficientemente justificada la posibilidad de abrir estas válvulas en los estados operativos en que se requiera la operabilidad de los ECCS y la integridad de la contención, esto es, en los modos de operación 1, 2 y 3. De acuerdo con ello, se considera que el Titular debe cumplir con la BTP y adecuar sus ETF al estándar de referencia, NUREG-1431, requiriendo el bloqueo de apertura de las válvulas de los sistemas de purga de 24" en los modos de operación 1, 2 y 3 y verificando su posición cada 31 días. Se propone que la propuesta de cambio de ETF sea enviada por el Titular antes de un año después de la fecha de la publicación de la Autorización de Explotación. En cualquier caso y mientras se incorpora este cambio a las ETF, se considera que en los procesos de parada y arranque de las recargas el Titular deberá mantener cerrada la purga de 24" en los Modos 1, 2 y 3.

Tras discutir esta conclusión con el Titular y analizar la información adicional aportada por este la evaluación concluye que debe modificarse la conclusión anterior en el sentido de mantener la purga cerrada en modo 3 sólo cuando la temperatura media del primario T_m sea superior a 93° C.

En lo que se refiere a la propuesta del Titular de incorporar a las ETF un RV relativo a la comprobación del bloqueo de apertura de las válvulas de purga de 24", teniendo en cuenta la condición anterior, la evaluación indica que el Titular puede elegir entre solicitar dicho cambio a las ETF o no, dado que la garantía de que la purga se mantendrá cerrada en modos 1, 2 y 3 ($T_m > 93$ °C) obedece al control administrativo requerido en las ETF, conforme a la conclusión anterior, sin perjuicio de que el Titular modifique el actual enclavamiento de temperatura a 180°C, conforme a la nueva limitación de ETF. Sin embargo, se considera que el Titular debe seguir comprobando dicho enclavamiento y, de acuerdo con el punto 4.4(3) de la KTA-3404, al mismo tiempo que se pruebe la operabilidad de las válvulas.

En relación con la propuesta del Titular de modificar las ETF para limitar el tiempo de cierre de estas compuertas a 5 s, adoptando el valor recogido en la BTP para las válvulas de

los sistemas de purga on-line, así como el PV correspondiente para incorporar 5s como nuevo criterio de aceptación de cierre, la evaluación la considera aceptable. Se considera adecuado que la propuesta de cambio de ETF sea enviada por el Titular antes de un año después de la fecha de la publicación de la Autorización de Explotación. Mientras se incorpora este cambio a las ETF se considera que en los procesos de parada y arranque de las recargas el Titular deberá mantener cerrada la purga de 24 s en los Modos 1, 2 y 3 ($T_m > 93$ °C).

Respecto a la posición B5B de la BTP, relativa a los medios de protección de los sistemas de purga frente a las cargas ocasionadas en un Accidente Base de Diseño (ABD) y teniendo en cuenta también la incorporación de las cargas sísmicas, conforme a lo explícitamente indicado en la GL 79-046, y en el requisito 3.1(1) de la KTA-3404, la evaluación considera necesario que el Titular presente un análisis del comportamiento del sistema de Extracción General de la Zona Controlada (TL20), y más específicamente de sus ventiladores, en caso de LOCA, de forma que se asegure que podrán cumplir con su función asignada en el LOCA. En dicho análisis se deberá tener en cuenta:

- La presión que verán los conductos del TL20 en el anillo hasta que se produzca el cierre completo de las compuertas del TL26.
- La presión de diseño de los conductos del TL20.
- En caso de que falle el TL20, capacidad del sistema para llevar a cabo la función incluida en los análisis de respuesta del anillo.

Asimismo, se considera necesario que el Titular justifique en este análisis que las características de calidad y constructivas de los ventiladores no implican un riesgo en caso de sismo para el cumplimiento de la función de seguridad de los elementos de seguridad conectados a ellos, en especial al cierre de las válvulas del TL26.

Esta conclusión fue comunicada la titular que presentó un análisis que descarta efectos negativos asociados a la posible indisponibilidad de los ventiladores del sistema TL20 durante los tres primeros minutos tras LOCA, como consecuencia del posible impacto del LOCA en dichos componentes; asimismo, el Titular justifica que las características de calidad y constructivas de los ventiladores no implican un riesgo en caso de sismo para el cumplimiento de la función de seguridad de los elementos conectados a ellos, en especial al cierre de las válvulas del TL26. La evaluación considera aceptable el juicio del Titular y, por tanto, razonablemente satisfecho el cumplimiento con los apartados BID, BIG y B5B de la BTP CSB 6-4, modificándose la conclusión anterior en este sentido.

En cuanto a la demostración de la operabilidad de las válvulas del sistema de purga on-line la evaluación considera aceptable la respuesta del Titular, aunque no forma parte de la evaluación valorar la idoneidad de su programa de pruebas. Sin embargo, se considera necesario, para confirmar el cumplimiento con el punto B1A de la BTP, con la guía de operabilidad GL79-46 y, también coherentemente con los apartados 3.1(1) y 4.2.3 de la KTA-3404, que el Titular justifique la aceptabilidad de las pruebas de accionamiento del apartado 10 "EXAMINATIONS AND TESTS" de la especificación de diseño 18-IM-6800

para demostrar que las válvulas son capaces de actuar y mantener su integridad a la presión de accidente, ya que la presión máxima en dichas pruebas fue de 1.8 bar (rel), sensiblemente inferior a la presión de 5.38 bar (abs.), identificada en el apartado 7.2.3.3 de la misma especificación de diseño como la máxima en condiciones de accidente. En caso de que el Titular no compruebe mediante prueba la capacidad de cierre de las válvulas a la presión máxima de LOCA, es preciso que justifique los datos proporcionados sobre presión máxima en caso de accidente y tome acciones en caso necesario.

En concreto, se considera necesario que:

- El Titular analice qué presiones se alcanzarían en contención cuando se produzca el cierre completo de las válvulas y las compare con las presiones a las que se hicieron las pruebas para demostrar que éstas se hicieron en condiciones representativas, demostrando la existencia de márgenes adecuados.
- Para la presión alcanzada en contención a la que se alude en el punto anterior, el Titular deberá tener en cuenta:
 - Que el tiempo vigilado por ETF para el cierre es de 5s y no de 3s, además de los retardos de la instrumentación (parte lógica y parte analógica) que intervenga en la señal de cierre procedente del SPR y las correspondientes incertidumbres de las medidas.
 - El funcionamiento o no del TL20, lo que resulte más desfavorable desde el punto de vista de la diferencia de presión durante el cierre de la compuerta de las válvula.
 - Que el LOCA que se considera base de diseño conduce a las condiciones más desfavorables de diferencia de presión frente a otros tipos de LOCA (teniendo en cuenta el retraso de la señal de LOCA y las presiones a las cuales deben cerrar las válvulas).

Esta conclusión fue comunicada al titular que aportó información que confirma que las condiciones de contorno establecidas para realizar las pruebas de accionamiento se establecieron teniendo en cuenta el aumento de la presión en la contención durante un LOCA grande, verificando el cierre a la presión máxima de 1.8 bar (rel.), suponiendo que se produce a los 3s de recibir la señal del sistema de protección del reactor (SPR), al detectarse una presión en contención superior a 30 mbar sobre la presión atmosférica. La evaluación considera que esto es lo suficientemente conservador, ya que la presión diferencial sobre las válvulas durante el cierre sería inferior al valor máximo de prueba, teniendo en cuenta que el tiempo especificado en las ETF para el cierre de estas compuertas es de 3s y que los retardos considerados para la instrumentación son de 400 ms.

Adicionalmente el Titular ha confirmado que el LOCA considerado en las pruebas de accionamiento resulta suficientemente representativo, puesto que produce la mayor velocidad de aumento de presión y, por tanto, maximiza las condiciones de presión diferencial sobre las válvulas durante el cierre.

De acuerdo con ello, se considera que la especificación de prueba es adecuada para confirmar la capacidad de cierre de las válvulas en los términos indicados en la normativa. No obstante, el Titular deberá enviar al CSN, en un plazo máximo de 3 meses desde la renovación de la autorización de explotación, la información correspondiente a la realización de dichas pruebas de la puesta en marcha de estos equipos o, de lo contrario, deberá realizarlas en la próxima recarga.

Respecto a minimizar la purga de la contención, la evaluación ha analizado información aportada por el Titular sobre la operación de cinco centrales alemanas de similar tecnología, para valorar el funcionamiento con la purga abierta sin restricciones, justificado sobre prácticas operativas aceptadas por los estándares alemanes para centrales de similar tecnología. Como conclusión es aceptable que el Titular mantenga sus prácticas operativas del sistema de purga de la contención en operación normal, considerando que no existe una condición de riesgo no analizada asociada a dicho funcionamiento.

Sin embargo, si bien el Titular manifiesta cumplir con los requisitos de prueba impuestos a estas válvulas en las KTA-3601 y KTA-3404, la frecuencia de las pruebas identificadas en la tabla 4.5.2-1 de las ETF (medida del tiempo de accionamiento de las válvulas de 12s) no coincide con las que se determinan en la tabla 4-2 de la KTA-3404, no considerándose aceptable la justificación que en su momento aportó el Titular. La evaluación considera necesario que el Titular modifique sus ETF para trasladar la frecuencia de prueba de los RV 4.5.2.1 y 4.5.2.2, conforme a la tabla 4-2 de la KTA 3404 (una vez cada seis meses).

En cuanto a la posición B5C, relativa a los análisis de LOCA, el Titular ha elaborado una propuesta de revisión del apartado 6.6.4.4 del EFS, considerando la contrapresión de la contención asociada al tiempo de cierre de 3,5s de las válvulas de la purga online, correspondientes a los 3s máximos especificados para el cierre y 0.5s de retardo de la señal automática de cierre. La evaluación considera que esto cumple con lo solicitado, ya que se incorpora el análisis del posible efecto de reducción de presión en la contención sobre la efectividad de los ECCS.

3.5 Modificaciones

La aprobación solicitada o las implicaciones asociadas a la misma suponen:

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

Se han realizado y se van a realizar las modificaciones de diseño descritas en los diferentes apartados de la presente Propuesta de Dictamen Técnico

- Modificación de Bases de diseño / Análisis de accidentes / Bases de licencia: SI

Se modifican las Bases de Diseño de las ESC sobre las cuales se han realizado o se van a realizar las modificaciones de diseño descritas en la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

Se modifican las Bases de licencia de la Central como consecuencia del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada y del análisis de cumplimiento con nueva normativa dentro del alcance la revisión Periódica de la seguridad

3.6 Hallazgos: NO

3.7 Discrepancias respecto de lo solicitado: NO.

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

Relación de condiciones incluidas en el Anexo 1:

- Las ocho primeras condiciones se refieren a requisitos de tipo genérico para todas las centrales nucleares, resumidamente las siguiente: identificación del Titular y explotador responsable, potencia máxima autorizada, documentos oficiales de explotación de la central, informes anuales requeridos por el RINR, salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento, condiciones de solicitud de una futura prórroga de la AE, requisitos para solicitar el cese de la explotación y programas de mejora.

- Dentro de la condición tercera, relativa a los Documentos Oficiales de Explotación (DOE) y sus revisiones, se ha incluido, de acuerdo con las directrices de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (referencia Nota Interior SCN/14/46), el apartado 3.3 que constituye una novedad respecto a Autorizaciones de Explotación (AE) anteriores. Hasta ahora las condiciones de las AE de todas las centrales establecen que las modificaciones o cambios del Reglamento de Funcionamiento deben ser aprobados en todos los casos por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor. En el apartado 3.3 de las condiciones propuestas para la AE de C N Trillo se establece la posibilidad de que algunos cambios del RF se realicen y entren en vigor bajo las responsabilidad del titular, de manera análoga a lo que se viene haciendo con otros documentos oficiales de explotación como el Manual de Garantía de Calidad, Manual de Protección Radiológica y el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.

La propia condición establece que necesitarán de aprobación previa los cambios al RF que supongan una reducción de los requisitos incluidos en la revisión vigente. La concreción de que se entiende por reducción de requisitos se incluye en una Instrucción Técnica Complementaria asociada a esta condición.

La Condición establece asimismo que el titular debe remitir todas las revisiones del RF al CSN y a la DGPEM en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

La eliminación de la necesidad de que todos los cambios del RF deban ser sometidos a aprobación administrativa no supone una reducción de la supervisión del CSN de los aspectos regulados en ese documento, de hecho una de las razones para suprimirla es la existencia de actividades de supervisión suficientes, como se expone a continuación. El mantenimiento de esa aprobación previa introduce carga administrativa sin una aportación significativa a la supervisión y control de las actuaciones del titular de la central.

En relación con los aspectos organizativos, que es una de las materias reguladas en el RF, el CSN ha requerido a los titulares de las centrales el desarrollo e implantación de un programa de mejora en Organización y Factores Humanos en base a los estándares de la industria nuclear, tomando como referencia criterios establecidos por el CSN y comunicados mediante carta de la DSN (en el caso de Trillo CSN-C-DT-99-844). La aplicación de este programa es objeto de supervisión continua por el CSN mediante el Programa Básico de Inspección, aplicando el procedimiento de inspección del SISC *PT.IV.224. Programas de Organización y Factores Humanos*.

De manera análoga los aspectos relativos al Sistema de Gestión han sido desarrollados por los titulares de acuerdo con los requisitos establecidos por el CSN en la Instrucción del CSN IS-19 *sobre requisitos del sistema de gestión de instalaciones nucleares*. La aplicación de este sistema es objeto de supervisión continua por el CSN mediante el Programa Básico de Inspección, aplicando varios procedimientos de inspección del SISC, destacando el *PT.IV.201. Programa de Identificación y Resolución de Problemas (PI&RP)*.

En cuanto a los aspectos de formación del personal se encuentran regulados por el CSN mediante las Instrucciones del CSN IS-11 sobre licencias de personal de operación en centrales nucleares e IS-12 por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares. El cumplimiento con los requisitos de ambas Instrucciones es objeto de supervisión continua por el CSN mediante el Programa Básico de Inspección, aplicando el procedimiento de inspección del SISC *PT.IV.208. Formación del Personal*.

La formación del personal que tiene asignadas funciones en la Organización de Respuesta ante Emergencia del titular se encuentra regulada en el Plan de Emergencia Interior y sus procedimientos de desarrollo. La supervisión del CSN se realiza a través de los indicadores del SISC para el Pilar de Emergencias y mediante el Programa Básico de Inspección, aplicando los procedimientos de inspección del SISC *PT.IV.260 Inspección del mantenimiento de la capacidad de respuesta a emergencias y PT.IV.261 Inspección de simulacros de emergencia. Inspección tras una emergencia real.*

- Se proponen dos condiciones específicas. La primera, derivada del resultado de la evaluación del análisis realizado por el Titular de la norma KTA 3706 (ed. 2000-06), en respuesta a la ITC de la NAC, requiere que el Titular solucione, mediante la aplicación Programas de Gestión del Envejecimiento, la falta de definición de vida calificada de equipos suministrados por KWU. La segunda, derivada del resultado de la evaluación del análisis realizado por el Titular de la norma KTA 3506 (1984), requiere que el Titular establezca la verificación periódica de las lógicas de todos los sistemas de instrumentación y control importantes para la seguridad, de forma análoga a lo que viene haciendo para el sistema de protección del reactor y el sistema de limitaciones.

Relación de ITC asociadas a la AE de noviembre de 2010 relacionadas en el Anexo 2.

- Las nueve primeras ITC se refieren a requisitos genéricos para las centrales nucleares, que desarrollan determinadas condiciones de la AE y el contenido de los informes anuales mencionados en el RINR.

La introducción del cambio mencionado en la condición 3.3 para permitir que algunos cambios del Reglamento de Funcionamiento (RF) se realicen bajo la responsabilidad del titular sin necesidad de la autorización administrativa previa requerida hasta ahora hace necesario incorporar un cambio, respecto a la redacción estándar, en la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) número 1 e introducir la ITC número 2 como novedad respecto a AE anteriores.

La ITC 1 requiere que las revisiones de todos los DOE deberán llevar identificados los cambios y sus solicitudes de autorización se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios.

Se propone añadir un párrafo a esta ITC para requerir que en el caso del Reglamento de Funcionamiento las revisiones se acompañaran de un documento sobre Gestión del Cambio. Este documento viene siendo elaborado por los titulares de las centrales y presentado junto con las solicitudes de aprobación de las revisiones del RF cuando estas incluyen cambios organizativos. Los titulares han desarrollado procedimientos internos para la

gestión de cambios organizativos que son objeto de supervisión por el CSN en las inspecciones del SISC.

El documento de Gestión del Cambio incluye con carácter general el siguiente contenido:

- Análisis de los cambios organizativos, en el que se identifican los objetivos perseguidos, se verifica que no modifican ninguna función ni responsabilidad relacionada con la seguridad y que las funciones nuevas y los cambios en la distribución de las antiguas son coherentes con los cambios en los procesos que se desea implantar.
- Identificación de los documentos afectados por los cambios organizativos y el programa previsto para actualización de los mismos
- Determinación de la 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.
- Descripción del proceso y programa de implantación de los cambios incluyendo al menos las etapas de comunicación e información previa al personal, implantación práctica del cambio y verificación de la adecuada implantación y efectividad para consecución de los cambios previstos en los procesos.

La ITC 2 define los cambios o modificaciones del Reglamento de Funcionamiento que se entiende que suponen una reducción de requisitos respecto de la revisión vigente y, por tanto, deben ser aprobados por la DGPEM previo informe del CSN antes de su entrada en vigor. Como se ha indicado al justificar la condición 3.3, el CSN dispone de mecanismos adecuados para una supervisión eficaz de todos los aspectos regulados en el Reglamento de Funcionamiento y por tanto la autorización administrativa previa se ha tratado de reducir a los casos de modificaciones con un impacto significativo en la seguridad nuclear o la protección radiológica: modificaciones del conjunto de funciones o responsabilidades sobre seguridad nuclear o protección radiológica asignadas a la organización de explotación de la central; cambios en la composición o funciones de los Comités de Seguridad Nuclear de la Central o del Explotador, debido al carácter de supervisión global en materia de Seguridad que ambos tienen asignado; cambios en la formación del personal con mayor impacto potencial en la seguridad, los que puedan afectar a

la cualificación requerida del personal con licencia (Supervisores, Operadores y Jefe de Protección Radiológica) o del personal que tiene asignadas funciones en la Organización de Respuesta a Emergencia del titular, y cambios en la relación o contenido de los informes a la administración sobre operación de la central que el titular debe remitir ya que el Reglamento de Funcionamiento recoge la relación más completa de estos, incluyendo algunos informes que no son requeridos en ningún otro documento preceptivo o norma.

- ITC 10.- Sobre estructura y composición del informe anual sobre actividades de formación.
- ITC 11.- Incorporación de normas para su análisis en el próximo informe anual de normativa. Acciones derivadas de la evaluación de los análisis realizados por el Titular en respuesta a la ITC de la NAC.
- ITC 12.- Revisar en el plazo de dos años el capítulo 2 del Estudio de Seguridad Trillo para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central y relativas al emplazamiento
- ITC 13.- Incorporación en la base de licencia de varias normas y revisión del análisis NAC de algunas normas.
- ITC 14. Completar las acciones de varias normas como resultado de las evaluaciones del CSN (KTA 3601 (2005), *Ventilation systems in nuclear power plant*, RG 1.52 revisión 3, *Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants*, y la RG 1.140 revisión 2, *Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants*
- ITC 15. Completar las acciones de varias normas como resultado de las evaluaciones del CSN (BTP 6-4, *containment purging during normal plant operations*).
- ITC 16. Remitir en el plazo de seis meses una revisión de la RPS para incorporar mejoras derivadas de la evaluación del CSN.
- ITC 17 . Desarrollar programas de envejecimiento de equipos de suministro KWU.
- ITC 18. Revisión y desarrollo de procedimientos de prueba de la instrumentación y control de sistemas relacionados con la seguridad.

En la propuesta de límites y condiciones asociados a la Autorización de Explotación se ha tenido en cuenta la aprobación de los siguientes reglamentos:

- Modificación del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Real Decreto 35/2008, de 18 de Enero)
- Reglamento sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre)

Asimismo se ha tenido en cuenta la aprobación de las Instrucciones del CSN siguientes:

- Instrucción IS-02, rev. 1, del 1 de Septiembre de 2004, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares.
- Instrucción IS-11, de 21 de Febrero de 2007, sobre licencias de personal de operación en centrales nucleares.
- Instrucción IS-12, de 28 de Febrero de 2007, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares.
- Instrucción IS-15, de 31 de Octubre de 2007, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares.
- Instrucción IS-21, de 28 de Enero de 2009, sobre requisitos aplicables a modificaciones de diseño en centrales nucleares.
- Instrucción IS-22, de 10 de julio de 2009, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares
- Instrucción IS-23, de 24 de noviembre de 2009, sobre inspección en servicio en centrales nucleares
- Instrucción IS-24, de 01 de junio de 2010, por la que se regulan el archivo y los periodos de retención de documentos y registros de las instalaciones nucleares.
- Instrucción IS-25, de 24 de junio de 2010, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares.
- Instrucción IS-26, de 08 de julio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.
- Instrucción IS-27, de 08 de julio de 2010, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.
- Instrucción IS-29, de 2 de noviembre de 2010, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad.
- Instrucción IS-31, de 17 de septiembre de 2011, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.
- Instrucción IS-32, de 5 de diciembre de 2011, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares.
- Instrucción IS-30, revisión 1 de 14 de marzo de 2013, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares.

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1 Aceptación de lo solicitado: SÍ.

Se propone informar favorablemente la renovación de la Autorización de Explotación solicitada y asociar a la misma los límites y condiciones, así como, las Instrucciones

Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico, según se indica en el apartado 3.7 de la misma.

4.2 Requerimientos del CSN: SÍ.

Se propone asociar a la nueva Autorización de Explotación los límites y condiciones, así como, las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

4.3 Compromisos del Titular: SÍ

El Titular ha comunicado por escrito diversas propuestas de mejora derivadas de la evaluación por el CSN de la documentación presentada para la renovación de la AE, que deberá llevar a cabo en cumplimiento con las condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias establecidas por el CSN.

4.4 Recomendaciones del CSN: NO.

LÍMITES Y CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA ASOCIADOS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE TRILLO.

1. A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de la Autorización y explotador responsable de la Central Nuclear de Trillo, a las empresas Gas Natural SDG Sociedad Anónima, Iberdrola Generación Sociedad Anónima, Hidroeléctrica del Cantábrico Sociedad Anónima y Nuclenor, Sociedad Anónima, actuando como responsables solidarios.
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.
 - 2.2 Operar la central hasta la potencia térmica del núcleo de 3.010 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. 31
 - b) Reglamento de Funcionamiento, Rev. 12
 - c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Rev. 64
 - d) Plan de Emergencia Interior, Rev. 14
 - e) Manual de Garantía de Calidad, Rev. 9
 - f) Manual de Protección Radiológica, Rev. 13
 - g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, Rev. 4

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 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y el Plan de Emergencia Interior, deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de los documentos mencionados en el párrafo anterior, informando a la Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

- 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.

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, en cuyo caso 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 del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan los compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

- 3.5** 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.

- 3.6** Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

- 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.
- 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.
- 4.3** Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información incluida será la descrita en el apartado correspondiente del capítulo 6 “Normas Administrativas” de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- 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 materiales residuales susceptibles de ser gestionados como residuos convencionales, los residuos de muy baja actividad, los residuos de baja y media actividad, y los 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 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 fisiónable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización de expedición de acuerdo a la reglamentación vigente sobre transporte de mercancías peligrosas, se deberá adicionalmente comunicar a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear la previsión de dichos transportes con tres meses de antelación a la fecha programada.

6. Con un mínimo de tres años de antelación a la expiración de la presente autorización de explotación, el titular podrá solicitar del Ministerio de Industria, Energía y Turismo una nueva autorización de acuerdo con lo establecido en la legislación vigente. La solicitud irá acompañada de: (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 CSN “Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares”, revisión 1, (c) una revisión del estudio probabilista de seguridad; (d) un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central y (e) un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.

En caso de presentarse dicha solicitud, el titular deberá presentar al Consejo de Seguridad Nuclear, con un mínimo de un año de antelación a la expiración de la presente autorización de explotación, una actualización de los documentos citados.

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, Energía y Turismo. 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.
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.

Así mismo, 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.

9. El Titular definirá y aplicará en el plazo de un año según la norma KTA 3706 (ed. 2000-06), los Programas de Gestión del Envejecimiento que aseguren que la degradación por envejecimiento durante el periodo de operación de la central no afecta al cumplimiento de su función de seguridad en caso de accidente, en el caso de todos los equipos de suministro KWU calificados ambientalmente de acuerdo con la KTA-3505 para los que no se ha definido una vida calificada.
10. El titular incorporará a los procedimientos de prueba la verificación periódica de las lógicas de coincidencia en los sistemas de instrumentación y control como función prevista de seguridad de acuerdo con la norma KTA 3506 (1984).

ANEXO

Siglas y abreviaturas. Denominación de sistemas y edificios de C N Trillo

SIGLAS Y ABREVIATURAS

ABD: Accidente Base de Diseño.

AC: Autorización de Construcción.

ACR: Análisis de la Causa Raíz

ADC: Análisis de Determinación de Causa.

AE: Autorización de Explotación.

AEFT: Análisis de Envejecimiento Función del Tiempo.

AEOS: Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas.

ALARA: As Low as Readily Achievable (tan bajo como sea razonablemente posible).

ANSI: American National Standards Institute.

APS: Análisis Probabilista de Seguridad.

APSOM: Análisis Probabilista de Seguridad en Otros Modos de operación .

AREVA: Suministrador Principal de C N Trillo en la actualidad.

ASME: American Society of Mechanical Engineers.

ASTM: American Society for Testing and Materials.

ATI: Almacenamiento Temporal Individualizado.

BC: Barra de Control.

BL: Bases de Licencia.

BMI: Bundesministerium des Innern (Ministerio Federal del Interior, Alemania).

BMU: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
(Ministerio Federal del Medio Ambiente, Alemania).

BTP: Branch Technical Position (Standard Review Plan, NUREG-800).

BWR: Boiling Water Reactor (reactor de agua a presión)

CEN: Comité de Energía Nuclear de UNESA.

CEPSA: Compañía Española de Petroleos S.A.

CFR: Code of Federal Regulations.

CNAT: Centrales Nucleares de Almaraz y Trillo, Organización Explotadora de C N Trillo.

CRDM: Control Rod Drive Mechanism (mecanismo guía de las barras de control).

CS: Cultura de Seguridad.

CSN: Consejo de Seguridad Nuclear.

CSNC: Comité de Seguridad Nuclear de la Central.

CSNE: Comité de Seguridad Nuclear del Explotador.

DE: Design Earthquake (Sismo de Diseño).

DGPEM: Dirección General de Política Energética y Minas.

DOE: Documento Oficial de Explotación.

DPT: Contenedor de Doble Propósito (almacenamiento y transporte).

DPR: Dirección Técnica de Protección Radiológica, CSN.

DSN: Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, CSN.

ECCS: Emergency Core Cooling System (sistema de refrigeración de emergencia del Nucleo).

EE AA: Empresarios Agrupados.

EFD: Estudio de Fenómeno Degradatorio

ELGA: Aplicación informática del CSN que almacena y gestiona los datos sobre Efuentes Líquidos y Gaseosos.

EMI: Interferencia Electromagnética.

EMDE: Estrategias de Mitigación de Daño Extenso.

END: Ensayos No Destructivos.

ENRESA: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A.

ENUSA: Empresa Nacional del Uranio S.A.

EPM: Estudio de Prácticas de Mantenimiento

EPRI: Electric Power Research Institute.

EO: Experiencia Operativa.

EOP: Estado de Operación.

ES: Estudio de Seguridad.

ESC: Estructuras, Sistemas y Componentes.

ESCENRED: Proyecto para estudio del comportamiento dinámico de las centrales nucleares españolas y la red de alta tensión frente a perturbaciones severas.

ESWS: Essential Supply of Water System (sistema de agua de refrigeración esencial).

EURATOM: Comunidad Europea de la Energía Atómica.

FDN: Frecuencia de Daño al Nucleo.

FGLT: Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas.

FH: Fiabilidad Humana.

GC: Garantía de Calidad.

GEDE: Guías de emergencia con daño extenso.

GEDE-GRI: Guía de respuesta inicial en emergencia con daño extenso.

GEMDE: Guías de mitigación de daño extenso.

GGAS: Guías de Gestión de Accidentes Severos.

GL: Genneric Letter (Carta Genérica).

GRS: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit.

GS: Guía de Seguridad.

GV: Gestión de Vida.

HCD: Hoja de Cambio Documental.

HEPA: High Efficiency Particulate Air.

HTP: High Thermal Performance.

ICA: Informe de Calificación Ambiental.

IEC: International Electrotechnical Commission.

IEEE: Institute of Electrical and Electronics Engineers.

IFSM: Índice de Funcionamiento de Sistemas de Mitigación.

ILRT: Integrated Leak Rate Test (prueba integral de fugas de la contención).

IM: Incidencias Menores

IMEX: Informe Mensual de Explotación.

INPO: Institute of Nuclear Power Operations.

IPEEE: Individual Plant Examination for External Events.

IS: Instrucción de Seguridad.

ISN: Informe de Suceso Notificable.

ISO: International Organization for Standardization.

ISOE: Information System on Occupational Exposures.

IT: Instrucción Técnica.

ITC: Instrucción Técnica Complementaria.

I&C: Instrumentación y Control.

KEEPER: Aplicación informática del CSN que almacena y gestiona los datos sobre radiactividad ambiental, donde se encuentran, entre otros, los datos de los PVRA.

KTA: Kerntechnischer Ausschuss (Comisión Técnica Nuclear).

KWU: Suministrador principal de C N Trillo.

LID: Límite Inferior de Detección.

LOCA: Loss of Coolant Accident (accidente de pérdida de refrigerante).

MAE: Mejora de la Alimentación Eléctrica Exterior

MAS: Manual de Accidentes Severos

MCDE: Manual de Cálculo de Dosis al Exterior.

MD: Modificación de Diseño.

MISI: Manual de Inspección en Servicio.

MO: Manual de Operación.

MTU: Motoren und Turbinen Union (fabricante de motores).

NAC: Normativa de Aplicación Condicionada.

NEI: Nuclear Energy Institute.

NPP: Nuclear Power Plant (central Nuclear).

NRC: Nuclear Regulatory Commission.

PMP: precipitación máxima previsible

PR: Protección Radiológica.

PWR: Pressure Water Reactor (reactor de agua a presión).

PWSSC: Primary Water Stress Corrosion Cracking (agrietamiento por corrosión bajo tensión en el sistema primario).

RSK: Reaktor-Sicherheitskommission (Comisión para la seguridad de reactores).

OIEA: Organización Internacional de Energía Atómica.

ORE: Organización de Respuesta a Emergencia

OSSART: Operational Safety Review Teams.

OT: Orden de Trabajo.

OyFH: Organización y Factores Humanos

PAE: Procedimientos de Actuación en Emergencia

PBI: Plan Base de Inspección.

PCG: Piscina de Combustible Gastado.

PEH: Probabilidad de error humano.

PEI: Plan de Emergencia Interior.

PEP: Permiso de Explotación Provisional.

PGE: Programas de Gestión del Envejecimiento.

PGV: Plan de Gestión de Vida.

PHVC: Programa Hidrogeológico de Vigilancia y Control.

PIA: Petición de información adicional

POE: Procedimiento de Operación de Emergencia.

PPS: Suministro preferente de Energía

PROSPER: Peer Review of the effectiveness of the Operational Safety Performance.

PVRA: Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

RAA: Residuos de Alta Actividad.

RBMA: Residuos de Baja y Media Actividad.

RCS: Reactor Cooling System (sistema de refrigeración del reactor).

RE: Residuos Especiales

REESA: Red Electrica de España S.A.

RFI: Interferencia de Radiofrecuencia.

RG: Regulatory Guide (Guía Reguladora).

RGE: Revisión de la Gestión del Envejecimiento

RINR: Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

RIS: Regulatory Issue Summaries (Resúmenes de temas reguladores).

RLE: Review Level Earthquake.

RM: Regla de Mantenimiento

RPS: Revisión Periodica de Seguridad.

RRS: Required Response Spectrum (espectro de respuesta de piso requerido).

RPSCRI: Reglamento sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes

RV: Requisito de Vigilancia.

SBO: Station Blackout (pérdida total de corriente eléctrica).

SAT: simulador de alcance total

SDP: Significance Determination Process (Proceso de determinación de importancia).

SE : Safety Earthquake (sismo de seguridad).

SEA: Sistema de Evaluación de Acciones.

SER: Significant Event Report (informe de suceso significativo).

SIGI: simulador gráfico interactivo

SIGE: Sistema Integrado de Gestión de la Explotación de C.N. Trillo.

SISC: Sistema Integrado de Supervisión de Centrales.

SPR: Sistema de protección del reactor

SOER: Significant Operating Experience Report (informe de experiencia operativa significativa).

SSK: Strahlenschutzkommission (Comisión de Protección Radiológica).

TLD: Termoluminiscente (dosimetría).

TÜV: Technischer Überwachungs-Verein (Organización de Certificación Técnica).

UNE: Una Norma Española.

UNESA: Asociación Española de la Industria Eléctrica.

VDE: Verband Deutscher Elektrotechniker (norma DIN, parte eléctrica).

VGB: Vereinigung der Grobkraftwerksbetreiber (Asociación Técnica para la Generación de energía y calor)

WANO: World Association of Nuclear Operators (Asociación Mundial de Operadores Nucleares).

WENRA: Western Europe Nuclear Regulators Association (Asociación de Organismos Reguladores de Europa Occidental).

WLN: Weiterleitungsnachrichten (Circulares sobre Experiencia Operativa).

DENOMINACIÓN DE SISTEMAS Y EDIFICIOS DE CONTROL

- A:** Sistema de distribución de alta tensión y transformadores de generación.
- B:** Sistema de distribución de energía eléctrica de servicios auxiliares de media tensión.
- C:** Sistema de servicios auxiliares normales de baja tensión.
- D:** Sistema auxiliar de baja tensión, paneles de distribución y armarios.
- E:** Sistema de suministro de corriente continua y paneles de distribución.
- F:** Sistema de distribución de baja tensión, salvaguardia y emergencia.
- G:** Sistema de suministro de energía de salvaguardia y de emergencia y barras de servicio ininterrumpido.
- GY:** Generadores diesel.
- RA:** Sistema de vapor principal.
- RH:** Sistema de extracciones de baja presión.
- RL:** Sistema de agua de alimentación principal.
- RR:** Sistema de agua de alimentación de arranque y parada.
- RS:** Sistema de agua de alimentación de emergencia.
- RZ:** Sistema de purga de generadores de vapor.
- TA:** Sistema de control de volumen.
- TB:** Sistema de dosificación química del refrigerante primario.
- TC:** Sistema de purificación y desgasificación del refrigerante primario.
- TD:** Sistema de tratamiento y almacenamiento del refrigerante primario
- TL-1:** Sistema de suministro de aire a la zona controlada.

TL-2: Sistema de extracción de aire de la zona controlada.

TL-3: Sistema de recirculación de aire de recintos de componentes grandes.

TL-4: Sistema de recirculación de aire de recintos de componentes pequeños.

TL-5: Sistema de recirculación de aire de recintos de servicio.

TL-6: Sistema de filtración del aire de recirculación de recintos de componentes grandes y de servicio.

TL-7: Sistema de recirculación de aire de la zona superior del anillo.

TL-8: Sistema de control de presión de la contención

TL-9: Sistema de extracción de aire del anillo en emergencia.

TL-11: Sistema de vigilancia de la radiación en el aire de la zona controlada.

TF: Sistema de refrigeración de componentes.

TH: Sistema de refrigeración de emergencia y evacuación del calor residual.

TS: Sistema de tratamiento de residuos gaseosos.

TV: Sistema de toma de muestras nucleares.

TY: Sistema de drenajes y venteos de equipos nucleares.

TW: Sistema de boración adicional.

UD: Sistema de distribución de agua desmineralizada.

UF: Sistema de agua enfriada esencial.

UJ: Sistema de agua contra incendios.

UL: Sistema de drenajes de edificios convencionales.

UV-1: Sistema de ventilación del edificio de Turbina.

UV-2: Sistema de ventilación del edificio Eléctrico.

UV-3: Sistema de ventilación del edificio de Agua de Alimentación de Emergencia.

UV-4: Sistema de ventilación de galerías de tuberías y cables.

UV-5: Sistema de ventilación del edificio de almacenes y talleres.

UV-6: Sistema de ventilación del edificio diesel.

UV-7: Sistema de ventilación del edificio de la cámara de válvulas.

UV-8: Sistema de ventilación del edificio de servicios.

UV-9: Sistema de ventilación del edificio de tratamiento de agua.

UV-97 y 98: Sistema de ventilación de las casas de bombas del sistema de agua de refrigeración esencial.

VE: Sistema de agua de refrigeración esencial.

YA: Circuito primario de refrigeración del reactor

YB: Generadores de vapor.

YC: Vasija a presión del reactor.

YD: Bombas de refrigeración del reactor.

YP: Presionador.

YT: Sistema de limitaciones.

YZ: Sistema de protección del reactor.

ZA: Edificio del reactor- Contención.

ZB: Edificio del reactor- Anillo.

ZC: Edificio auxiliar.

ZD: Edificio de residuos sólidos.

ZE: Edificio eléctrico.

ZK: Edificio diesel.

ZX: Edificio de agua de alimentación de emergencia.

ZY-3: Almacén de residuos radiactivos.

ZY-4: Almacén de contenedores de combustible gastado (ATI).