

CSN/C/DSN/AL0/20/16
Nº Exp.: AL0/SOLIC/2019/179

Madrid, 8 de mayo de 2020

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

A la Atn.: D. Eduardo Lasso de la Vega
Director General

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR
REGISTRO GENERAL
SALIDA 2133

Fecha: 08/05/2020 12:40

**ASUNTO: CN ALMARAZ. SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE
EXPLOTACIÓN. ACCIONES DERIVADAS DEL PROCESO DE EVALUACIÓN**

Muy Sr. Mío:

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de seis de mayo de 2020, ha acordado informar favorablemente la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Almaraz, en base a las evaluaciones efectuadas por las Direcciones Técnicas del CSN.

Durante dicho proceso de evaluación, se han identificado aspectos que deben clarificarse o completarse, respectivamente, en la revisión 1 de la Revisión Periódica de la Seguridad, en la próxima revisión planificada del Estudio de Seguridad y en la revisión 2 del Plan Integral de Gestión de Envejecimiento (PIEGE), los cuales se describen en el anexo a este escrito. Dichas revisiones se deben llevar a cabo en los plazos previstos en la ITC CSN/ITC/SG/AL0/20/09.

Atentamente,

EL DIRECTOR TÉCNICO DE SEGURIDAD NUCLEAR
Por suplencia (según Resolución Secretaría General 15-11-18)



Rafael Cid Campo
Subdirector de Tecnología Nuclear

C.c.: SCN, SIN, STN, SRA, CINU, JPALM

ANEXO

SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN. ACCIONES DERIVADAS DEL PROCESO DE EVALUACIÓN

Revisión 1 de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS)

En la revisión 1 de la RPS el titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones de carácter documental:

1. Analizar el cumplimiento con la normativa aplicable al ATI, identificada en el documento SL-16/034 Rev.2, Anexo 1 - Documento Nº 01-LCN-Z-55000, y verificar la correcta traslación de las Bases de Licencia de la modificación de diseño del ATI a la central.
2. Completar la información incluida en el Factor de Seguridad 1 (FS 1) sobre la justificación del diseño del UHS, para incluir:
 - Una descripción más detallada del diseño, el análisis de márgenes en el cálculo de capacidad y sus resultados.
 - Un análisis de sensibilidad respecto al volumen mínimo requerido en el embalse del UHS al inicio del accidente base de diseño.
 - Consideración de la posible influencia de los fenómenos de estratificación térmica en los embalses del UHS, en cualquiera de sus posibles configuraciones, respecto a la temperatura del agua de toma.
 - Consideración de los posibles efectos del rebajamiento permanente del nivel freático en el emplazamiento, respecto al comportamiento del flujo de agua en relación con el embalse de esenciales, tanto en operación normal (asentamiento por arrastre de finos, etc.) como durante el accidente base de diseño (pérdida de Arrocampo y potencial descarga local del agua subterránea desde esenciales al acuífero).
3. En relación con la eficiencia térmica HX de los sistemas RHR, CVC y SP, clarificar el plan de implantación de las medidas indicadas en la autoevaluación IA-AL-18/083 de los HX de dichos sistemas y los plazos concretos, para satisfacer el compromiso 2.6 de la carta TE-19/004 rev.1 de acuerdo con lo indicado en el acta CSN/ART/INSI/ALO/1912/13 (carta ref. ATA-CSN-015102, de 27 de enero de 2020).
4. Incluir el plan de sustitución de los finales de carrera NAMCO en válvulas de pequeño recorrido, según los plazos propuestos en el documento de la central ref. CI-YS-000133 (FS 2).
5. En relación con el FS 2:
 - a) Completar la información del Anexo 3.11 incluyendo la recopilación de pruebas de bombas y válvulas realizadas durante el periodo cubierto por la RPS.
 - b) Completar la información del Anexo 3.8 incorporando los resultados de las inspecciones de los tubos de los Generadores de Vapor de la Unidad 1.

- c) Respecto de la acción RPS/CNA/FS02/PDM/004-A04 “Inspección material base de vasija”, revisar el informe del FS 2 e informe Global de la RPS para adecuar dicha acción de acuerdo con lo comprometido en el Plan de Acción del TPR (“*Topical Peer Review*”) sobre envejecimiento celebrado en 2018.
6. En la revisión 1 de la RPS, el titular deberá incluir el plan de mejora del comportamiento de las válvulas de seguridad del presionador, actualizado con plazos previstos.
7. En la revisión 1 de la RPS, el titular deberá revisar la ficha de análisis de la norma NS-G-1.11 (Anexo B del informe SL-18/023), para ampliar el análisis de los criterios recogidos en ella, en relación a protección contra inundaciones internas y rotura de tuberías.
8. En relación con la vigilancia radiológica ambiental (PVRA) (FS14):
- 8.1 Completar la información presentada en el FS 14 considerando las mejoras observadas en el periodo RPS actualmente considerado, y la capacidad de detección demostrada de los sistemas de vigilancia radiológica ambiental de la instalación:
- a) La detección de actividad por encima del LID en los filtros de aire coincidiendo con la llegada de material radiactivo procedente de la Central Nuclear de Fukushima, como consecuencia del accidente que tuvo lugar en dicha central el 11 de marzo del mismo año, puede constituir una fortaleza, ya que estos resultados pueden reafirmar la efectividad del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental de la central para detectar y determinar un posible incremento de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos en el medio ambiente y, por tanto, pueda constatar y certificar la eficacia de los mecanismos que tiene la central para mantener su nivel de seguridad, asegurando que ésta permanece en un nivel elevado durante el periodo analizado.
- b) En el caso de las muestras de sedimentos, considerar la ampliación del análisis de esta vía de exposición más allá del estudio del Sr-90 y Cs-137, valorando los resultados de actividad de otros radionucleidos artificiales detectadas durante el periodo considerado, especialmente teniendo en cuenta que se trata de una vía acumuladora, es decir, una vía de exposición donde la concentración de los radionucleidos aumenta en función del tiempo, por lo que en estas muestras se pueden medir concentraciones de actividad de isótopos no detectados en otras vías de exposición.
- c) Documentar las conclusiones de la comparación de los resultados con la anterior RPS, respecto a los niveles de notificación, dado que en el CSN se ha constatado una notable reducción en el número de veces que se han superado los niveles de notificación que figuran en la Tabla 5.1.2 del MCDE: 3 en el periodo de RPS actualmente considerado, frente a 11 en la anterior RPS, y todos ellos atribuibles a un accidente ajeno a CN Almaraz (accidente de la central nuclear de Fukushima).
- 8.2 Modificar los siguientes aspectos identificadas por la evaluación:
- a) Modificar la valoración de los análisis de tendencias teniendo en cuenta que, de los análisis de tendencias realizados por CN Almaraz sobre los resultados de actividad

mediante las rectas de regresión lineal, se observan en algunos casos valores de los coeficientes de determinación R2 muy bajos, es decir, que los valores de la dispersión experimental capturada por la regresión son muy bajos (ya que el valor de R2 corresponde a la fracción de la varianza explicada por la correlación). Esto no se traduce en la “ausencia de correlación entre los resultados analíticos y el tiempo” como se indica en el texto de la RPS presentado por la central, si no que se traduce en una baja fiabilidad de las proyecciones a futuro.

- b) Corregir la identificación de las estaciones de vigilancia 38 y 45: estas estaciones se identifican correctamente en las tablas del Anexo 6 del informe PS-19/002 Rev.1, sin embargo, se identifican incorrectamente en la página 18 del texto, donde indica que se sitúan una en el embalse de Arrocampo y otra en el de Torrejón.

8.3 Incorporar el análisis realizado por el titular relativo a la idoneidad del Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental, teniendo en cuenta el Estudio de Impacto Radiológico asociado a Operación a Largo Plazo.

Cambios al Estudio de seguridad (ES)

En la próxima revisión del ES el titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones de carácter documental:

1. Incluir una descripción de los distintos análisis realizados desde el proyecto de aumento de potencia con las referencias a los análisis que en cada caso correspondan.
2. Incluir en el capítulo 6.2.1 del ES una justificación de si han sido o no consideradas las descargas de nitrógeno procedentes de los acumuladores en el accidente LOCA, y el fundamento del análisis realizado.
3. Indicar en el ES los márgenes resultantes de los análisis de presión y temperatura pico de la contención.
4. El ES debe contener los siguientes parámetros, que se consideran relevantes, como inputs de entrada para el modelo con GOTHIC:
 - Parámetros de diseño de las Salvaguardias Tecnológicas:
 - Especificar el Coeficiente de Transmisión de calor considerado en los cambiadores de los sistemas RHR, aspersión, y agua de refrigeración de componentes; y aclarar, en todos los casos, las temperaturas de entrada y salida del agua tanto del lado tubos como del lado carcasa, empleadas en el ajuste de los cambiadores.
 - Indicar las hipótesis asumidas para el cálculo del retardo supuesto para LOCA y MSLB para la actuación efectiva del Rociado una vez se alcanza en cada caso la señal de Alta-3.
 - Sumideros pasivos de calor:
 - Indicar los coeficientes de transmisión de calor “atmósfera contención – superficies”; “atmósfera contención – agua sumidero”; “atmósfera contención – suelo contención”; “Contención – Ambiente exterior”.

- Especificar la geometría supuesta para cada sumidero y sus condiciones de contorno (ambientes que les rodean).
5. Clarificar, dentro del accidente MSLB del capítulo 6, en un apartado concreto, el “caso base” en el que se especifiquen las condiciones supuestas de presión, temperatura y humedad inicial en la contención para maximizar la temperatura pico de contención para el accidente MSLB.
 6. Resultados de los análisis para los accidentes LOCA y MSLB:
 - Completar los datos de la Tabla 6.2.1-26 con los siguientes datos, relativos a la cronología del LOCA: instante en el que se alcanza la presión pico de fase de descarga; instante en el que se alcanza la temperatura pico; ídem para la presión máxima; instante en el que se alcanza una presión en contención inferior al 50 % del valor máximo.
 - Análisis de resultados: en el caso del accidente MSLB se realiza un análisis de resultados muy detallado y completo en el apartado 6.2.1.3.9.6 del ES. En contraste, para el accidente LOCA la información es muy escueta por lo que se considera que el análisis debería ser completado en un apartado específico en línea con lo que se expone para el MSLB (en la revisión vigente del ES el análisis de resultados para la presión pico es un subapartado del punto 6.2.1.3.6 que lleva por título “condiciones e hipótesis para la Evaluación del Recinto de la Contención”).

Cambios al Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE)

En la revisión del PIEGE el titular deberá llevar a cabo las siguientes acciones de carácter documental:

1. Incluir la fecha de referencia para determinar la fecha de inicio de la operación a largo plazo que, recientemente, el Pleno del Consejo ha establecido que sea la correspondiente al primer acoplamiento a la red.
2. Actualizar el alcance temporal del PIEGE para ambas unidades, para tener en cuenta que, finalmente, la reducción de la vigencia de los límites presión-temperatura y del AEFT aplicable a la vasija del reactor pasa de 54 a 50 EFPY.
3. Referenciar los documentos soporte del análisis por áreas para la selección de los cables eléctricos en su revisión actualizada, en relación con los resultados del proceso de selección de ESC en alcance.
4. Llevar a cabo en los sistemas eléctricos, las correcciones en las tablas identificadas durante el proceso de evaluación de los PIEGE: 3.6.1, 3.6.2-1, 3.5.2-23 y 3.6.2-2, así como la corrección de otras erratas documentales detectadas y transmitidas al titular.
5. Adaptar el suplemento de ES a las revisiones actualizadas de los PIEGE.