

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

INFORME SOBRE LA SOLICITUD DE AUTORIZACIÓN DE CAMBIO DE METODOLOGÍA DE CÁLCULO DE DOSIS PARA SUCESOS INICIADORES DE CATEGORÍA II Y III. CUMPLIMIENTO CON LA IS-37

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

Solicitante: Centrales Nucleares Almaraz-Trillo AIE (CNAT).

1.2. Asunto

Solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III. Cumplimiento con la IS-37.

1.3. Documentos aportados por el solicitante

Con fecha 14 de abril de 2020, número de registro 42256 procedente de la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), se recibió en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) petición de informe sobre la solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III. Cumplimiento con la IS-37.

Con la solicitud se adjunta la siguiente documentación:

- OCES 0-5545 Ed. 3: “Adaptación a la IS-37 de los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del EFS”.
- 01-0-EV-Z-D0001 Ed. 3 “Evaluación de seguridad de la adaptación a la IS-37 de los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del EFS”.
- 01-E-Z-01506 Ed. 3 “Análisis de seguridad de la adaptación a la IS-37 de las consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del EFS”.
- 01-F-Z-01600 Ed. 4 “Análisis de cumplimiento con la IS-37”.
- 01-EZ-54137 Ed. 4 “Análisis radiológico de la descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor”.

- 01-EZ-54138 Ed. 4 “Análisis radiológico de la descompresión accidental del sistema de vapor principal”.
- 01-EZ-54139 Ed. 2 “Análisis radiológico del accidente de roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor”.
- 01-EZ-54140 Ed. 3 “Análisis radiológico de los sucesos iniciadores de Categoría II según la metodología MCDE”.
- 01-EZ-54141 Ed. 2 “Análisis radiológico de los sucesos iniciadores de Categoría III”.
- 01-EZ-54143 Ed. 2 “Análisis radiológico del Accidente de Extracción de un solo Conjunto de Barras de Control a Plena Potencia”.
- 01-EZ-54144 Ed. 2 “Análisis radiológico del accidente de roturas pequeñas de tuberías del sistema secundario”.

Mediante carta de referencia ATA-CSN-015302 de 8/04/20 (nº reg. 42193), CNAT ha remitido directamente al CSN la documentación presentada al MITERD y la siguiente información complementaria, no sujeta a autorización, pero afectada por las modificaciones acordadas o cuyo envío ha sido solicitado por el CSN al estar referenciada en la documentación aportada:

- 01-E-Z-54142 Ed. 2, “Análisis Radiológico de los Sucesos Iniciadores de Categoría IV”.
- 01-E-Z-54121 Ed. 7, “ALMARAZ UPRATING. Dosis a los Operadores en Sala de Control en caso de accidente”.
- ITEC-002076 rev. 0 “Análisis de accidentes no LOCA de CN Almaraz I y II para el cálculo de las consecuencias radiológicas según la instrucción de seguridad del CSN IS-37”.

1.4. Documentos de licencia afectados

Estudio Final de Seguridad (ES). Los cambios que actualizan la información sobre el cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II, III y IV en cumplimiento con la IS-37 afectan al ES en el capítulo 15 (distintas secciones, Apéndice 15A y en diversas Tablas).

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LAS PROPUESTAS

2.1. Antecedentes

El BOE nº 49, de 26 de febrero de 2015, recoge la Instrucción IS-37 del CSN sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.

Esta Instrucción se enmarca en el proceso de desarrollo normativo que en materia de seguridad nuclear y protección radiológica viene realizando el CSN. Este proceso forma igualmente parte del objetivo de homologación de las prácticas reguladoras entre organismos reguladores internacionales y que adopta como referente los requisitos generados en el seno de la Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA), así como los denominados niveles de referencia establecidos por la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA).

La Instrucción IS-37 desarrolla los contenidos del análisis de accidentes de las centrales nucleares, contribuyendo con ello al cumplimiento de las Directivas europeas (Directivas 2009/71/EURATOM y 2014/87/EURATOM) y al establecimiento de un marco normativo propio, a la vez que se compatibilizan las prácticas seguidas hasta la fecha y que dan soporte a las bases de diseño de las centrales actualmente en operación. En ausencia de otra normativa técnica, la práctica reguladora seguida hasta la actualidad en materia de análisis de accidentes y su relación con las bases de diseño de las estructuras, sistemas y componentes de seguridad, ha consistido en la verificación del cumplimiento con la normativa técnica requerida en el país de la tecnología, con las adaptaciones puntuales que se hayan considerado necesarias.

La disposición transitoria única de la Instrucción IS-37, establece que los titulares de autorizaciones de explotación de centrales nucleares dispondrán de un periodo de tres años desde la publicación de dicha instrucción para la adaptación a la misma. Asimismo, la disposición transitoria recoge que “Antes de un año a contar desde dicha publicación, cada titular remitirá al CSN un programa de adaptación para corregir las desviaciones que se identifiquen para cumplir lo dispuesto en la presente Instrucción. Dicho programa deberá contar con la apreciación favorable del CSN”.

En cumplimiento con lo anterior, el titular de CN Almaraz remitió el 24 de febrero de 2016, mediante carta de referencia Z-04-02/ATA-CSN-011559, la solicitud de apreciación favorable del programa de adaptación para el cumplimiento con la IS-37, a la que se adjuntaba el informe 01-FZ-01600 Ed.1 “Análisis del cumplimiento de la IS-37”.

La citada solicitud fue objeto de la propuesta de dictamen técnico de referencia CSN/PDT/CNALM/AL0/1707/258, y fue apreciada favorablemente por el Pleno del CSN en su reunión de 6 de septiembre de 2017, con las condiciones que se recogen en la carta CSN/C/SG/AL0/17/07. Bajo dicha apreciación favorable se aceptaba que los análisis de las consecuencias radiológicas de los sucesos de Categoría IV cumplieran los criterios de aceptación establecidos en la IS-37, mientras que en la condición 5 de la misma se requería revisar el cumplimiento con la IS-37 para los sucesos iniciadores de Categoría II y III utilizando la metodología del MCDE (Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior) en el cálculo de las dosis para los sucesos de Categoría II y considerando un tiempo de exposición en el límite del área de exclusión de la instalación de dos días para los sucesos de Categoría III.

Para cumplir con esta condición, CNAT presentó el 26 de febrero de 2018, número de registro 40817, la solicitud de autorización de modificación del método de cálculo de dosis para los

sucesos iniciadores de Categoría II y III, en cumplimiento con la IS-37, y su documentación mediante la carta ATA-MIE-010365/ATA-CSN-013351.

Como resultado del proceso de evaluación de dicha solicitud por parte de las distintas áreas del CSN y de los acuerdos alcanzados con el titular a través de las diferentes reuniones y correos electrónicos sobre las hipótesis a considerar en los cálculos, CNAT revisó nuevamente algunos de los análisis de consecuencias radiológicas y presentó, en junio de 2019, una revisión de la solicitud mediante las cartas ATA-MIE-011279/ATA-CSN-014551 (nº de registro 43169 y 43188); finalmente, el 14 de abril de 2020, con número de registro 42256, procedente del MITERD, se recibió la solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III. Cumplimiento con la IS-37 en la que se adjunta nueva documentación que sustituye y anula a las dos inicialmente presentadas, y que es objeto de la presente propuesta de dictamen.

2.2. Razones de la solicitud

La solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III, ha sido presentada por CNAT para dar cumplimiento a la condición 5 del escrito de apreciación favorable del programa de adaptación a la IS-37 (carta de referencia CSN/C/SG/AL0/17/07). Dicha condición requiere revisar el cumplimiento con la IS-37 de los sucesos iniciadores de Categoría II y III del capítulo 15 del ES, utilizando la metodología del MCDE en el cálculo de las dosis para los sucesos de Categoría II y considerando un tiempo de exposición en el límite del área de exclusión de la instalación de dos días para los sucesos de Categoría III.

Dicha solicitud se presenta de acuerdo con el artículo 25 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, por modificarse criterios, normas y condiciones en las que se basa la autorización de explotación.

2.3. Descripción de la solicitud

En la solicitud se recoge el análisis de cumplimiento con la IS-37 así como los documentos de cálculo con las dosis efectivas que producirían los sucesos iniciadores de categorías II, III, teniendo en cuenta los nuevos criterios de aceptación, para las consecuencias radiológicas establecidos en el punto A del artículo undécimo de la IS-37 y los requisitos del punto 5 del condicionado a la apreciación favorable del programa de adaptación a la IS-37.

Para los accidentes de Categoría IV, la IS-37 es consistente con los criterios del 10 CFR 100, pero no es así en el caso de escenarios de Categoría II y III, para los cuales la IS-37 plantea unos límites sin correlación directa con los requisitos del regulador americano y que resultan ser inferiores, y por tanto más limitantes, que los vigentes hasta el momento de la publicación de dicha IS 37.

En el contexto anterior, la solicitud presentada por el titular tiene como objetivo demostrar que cumple con los nuevos límites normativos planteados en el *artículo undécimo A* de la IS-37, y para ello sigue una de las dos siguientes vías, o una combinación de ambas:

- Realizar análisis específicos de consecuencias radiológicas para ciertos accidentes de Categoría II y III del Capítulo 15 del Estudio Final de Seguridad (ES), para los cuales no se disponía de análisis, con objeto de verificar el cumplimiento de los límites aplicables según la IS-37.
- Refinar las hipótesis adoptadas en ciertos análisis ya existentes para asegurar el cumplimiento con los nuevos límites.

A continuación se resume la situación de los sucesos iniciadores de cada categoría analizados.

Sucesos iniciadores de categoría II

Se recopilan las dosis efectivas al individuo más expuesto para los sucesos de pérdida de suministro eléctrico exterior (sección 15.2.9 del ES), descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor (sección 15.2.12 del ES) y descompresión accidental del sistema de vapor principal (sección 15.2.13 del ES), considerando los factores de dispersión atmosférica para emisiones por tandas, los consumos con consideraciones realistas en el entorno de CN Almaraz y los factores de paso a dosis efectiva por exposición externa (inmersión en nube y depósitos de suelo) y exposición interna (inhalación e ingestión) del estudio soporte al MCDE.

Respecto al resto de sucesos de categoría II, o se considera que no tienen consecuencias radiológicas, y la puesta en marcha de un circuito inactivo de refrigerante del reactor (sección 15.2.6 del ES) se considera que no aplica a CN Almaraz. Para los demás sucesos, sus consecuencias radiológicas se consideran envueltas por las de la pérdida de suministro eléctrico exterior, excepto la operación inadvertida del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante la operación a potencia (sección 15.2.14 del ES), cuyas consecuencias se consideran envueltas por las de la descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor.

Para la pérdida de suministro eléctrico exterior, se actualiza el documento para calcular dosis efectiva. Para la descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor y la descompresión accidental del sistema de vapor principal, se realizan nuevos cálculos en los que se establecen las hipótesis y datos de partida del análisis y se obtienen las actividades liberadas a considerar. Para los accidentes con disparo, sólo se calcula el pico de yodo coincidente.

Sucesos iniciadores de categoría III

Se calculan las dosis efectivas al público en el límite del área de exclusión para los siguientes sucesos iniciadores: rotura pequeña que ocasiona una pérdida de agua del primario (sección 15.3. del ES) fuera de contención, y rotura de un depósito de desintegración de residuos

gaseosos (sección 15.3.5 del ES). El suceso iniciador de carga inadvertida de un elemento de combustible en una posición inadecuada (sección 15.3.3 del ES), no tiene consecuencias radiológicas.

Se calcula el impacto radiológico para los accidentes de rotura pequeña que ocasiona una pérdida de agua del primario (sección 15.3.1 del ES) dentro de contención, para las roturas pequeñas de tuberías del secundario (sección 15.3.2 del ES) y para el accidente de extracción de un solo conjunto de barras de control a plena potencia (sección 15.3.6 del ES).

En todos los casos se han considerado los factores de dispersión atmosférica máximos en el límite del área de exclusión obtenidos a partir de los datos meteorológicos del periodo 1977-2015. Los factores de paso a dosis efectiva por inmersión en nube provienen del Reglamento sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes para los gases nobles, y del Federal Guidance Report nº13 para el resto. Los factores de paso a dosis efectiva por inhalación se han tomado del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

Sucesos iniciadores de categoría IV

Aunque los análisis vigentes cumplen los criterios de aceptación establecidos en la IS-37, el titular ha decidido revisarlos para homogenizar la magnitud en la que se presentan los resultados de consecuencias de todos los accidentes (Categoría II, III y IV).

Se calculan las dosis efectivas al público tanto en el límite del área de exclusión como en el límite de la zona de baja densidad de población para todos los sucesos iniciadores.

Se han considerado las actividades liberadas ya obtenidas con anterioridad y los factores de dispersión atmosférica máximos en el límite del área de exclusión y en el límite de la zona de baja población obtenidos a partir de los datos meteorológicos del periodo 1977-2015. Se han considerado los mismos factores de paso a dosis efectiva que para los sucesos iniciadores de categoría III.

El cálculo de dosis efectiva al público en el límite de la zona de exclusión (1.000 m) se ha realizado considerando las dos primeras horas desde el inicio de la emisión.

Asimismo se calculan las dosis efectivas a los ocupantes de la sala de control, considerando nuevos factores de dispersión atmosférica obtenidos a partir de los datos meteorológicos del periodo 1997-2015 y los factores de conversión a dosis efectiva para los trabajadores obtenidos del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

3. EVALUACIÓN

3.1. Referencia y título de los informes de evaluación

- CSN/IEV/AEIR/ALO/2004/1227: "Evaluación de la solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de categoría II y III de CN Almaraz. cumplimiento con la IS-37".
- CSN/IEV/INNU/ALO/2003/1224: "Evaluación por el área INNU de la Solicitud de Autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de categoría II y III en cumplimiento de la IS-37".
- CSN/IEV/INNU/GENER/ALO-AS1-AS2-VA2/2003/761: "Evaluación de la metodología de cálculo de la máxima fracción de vainas falladas durante un LOCA pequeño en un PWR de diseño Westinghouse".
- CSN/IEV/INSI/ALO/2004/1226 "CN Almaraz. Evaluación de las hipótesis relacionadas con la Contención y Sistemas de Salvaguardias en los Análisis de Consecuencias Radiológicas para la adaptación a la IS-37".

3.2. Normativa aplicable y documentación de referencia

En la evaluación del CSN se ha considerado la normativa y documentación siguiente, de la que se derivan los criterios de aceptación aplicables:

- Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Instrucción del Consejo IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, de 28 de enero de 2009.
- Instrucción del Consejo IS-37 de 21 de enero de 2015, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.

Los criterios de aceptación de los sucesos base de diseño en relación con las consecuencias radiológicas al público vienen recogidos en el artículo undécimo A de la IS-37. Los criterios de aceptación son:

- *Sucesos de Categoría I: operación normal de la instalación y otros sucesos con una frecuencia de ocurrencia superior a 1/reactor-año, que serán acomodados por los sistemas de control y limitación de la instalación y operaciones rutinarias de los operadores.*

Las dosis producidas a los miembros del público como consecuencia de la liberación de material radiactivo no deben dar lugar a la superación de los

límites de dosis establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI).

- *Sucesos de Categoría II: sucesos operacionales previstos con una frecuencia de ocurrencia comprendida entre 1/reactor-año y 0,1/reactor-año.*

Las dosis producidas a los miembros del público como consecuencia de la liberación de material radiactivo no deben dar lugar a la superación de los límites de dosis establecidos en el RPSRI.

- *Sucesos de Categoría III: sucesos operacionales previstos con una frecuencia comprendida entre 0,1/reactor-año y 0,01/reactor-año.*

Las emisiones de material radiactivo pueden dar lugar a que más allá del límite del área de exclusión de la instalación se superen los límites de dosis para los miembros del público establecidos en el RPSRI, pero no superarán los valores de referencia establecidos en el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) para la adopción de medidas de protección urgentes.

- *Sucesos de Categoría IV: accidentes no esperables durante la vida de la instalación, pero cuyas consecuencias pudieran dar lugar a la emisión de cantidades importantes de material radiactivo. Por la severidad de los mismos son sucesos límite a los que el diseño de los sistemas, estructuras y componentes deben hacer frente.*

Las emisiones de material radiactivo al exterior no deben dar lugar a que una persona situada en el límite del área de exclusión durante 2 horas o en la zona de baja densidad de población durante todo el paso de la nube radiactiva, pueda recibir una dosis efectiva superior 250 mSv. En función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de dicho límite. Adicionalmente, se deberá disponer de las adecuadas medidas para garantizar que el personal de sala de control no reciba una dosis superior a 50 mSv durante todo el accidente.

Se podrán utilizar límites en dosis equivalente cuando así lo contemple la metodología utilizada, la cual debe garantizar unos niveles similares de protección.

- Instrucción IS-32 del Consejo, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares, de 16 de noviembre de 2011.
- Instrucción del Consejo IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a instalaciones nucleares de 16 de junio del 2010.

- Instrucción del Consejo IS-27, rev. 1, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, de 14 de junio del 2017.
- Apéndice K a 10 CFR 50, para las condiciones del análisis de SBLOCA/ECCS (exceptuando el modelo de calor residual), que son la base para el cálculo de fracción de barras falladas.
- RG 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, Mayo 2003.
- NUREG-0800 “Standard Review Plan”, Rev. 3, de Marzo de 2007.

En lo relativo al accidente LOCA base de diseño del Análisis de la Contención (LOCA grande), que establece que la presión en la Contención debe reducirse a menos del 50 % del valor de pico calculado en las primeras 24 horas.

3.3. Resumen de la evaluación

La evaluación de la autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III de acuerdo con la IS-37, ha sido realizada, dentro del ámbito de sus competencias, por las áreas: Evaluación de Impacto Radiológico (AEIR), Ingeniería del Núcleo (INNU) e Ingeniería de Sistemas (INSI).

La evaluación realizada por las áreas especialistas se ha basado en verificar:

- Las consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del ES presentados en el programa de adaptación para el cumplimiento con la IS-37.
- Las hipótesis relacionadas con el input termohidráulico o termomecánico postuladas en los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del ES presentados.
- Metodología de cálculo de la máxima fracción de vainas falladas durante un LOCA pequeño, desarrollada por Westinghouse para las centrales PWR en España.
- Las hipótesis relacionadas con el recinto de la Contención y Sistemas de Salvaguardias postuladas en los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores del capítulo 15 del ES presentados.
- La propuesta de cambio al Estudio de Seguridad OCES 0-5545 Ed. 3.

A continuación se resumen los resultados de las evaluaciones realizadas:

3.3.1. Evaluación del área de Estudio del Impacto Radiológico Ambiental (AEIR)

Mediante el informe de evaluación de referencia CSN/IEV/AEIR/AL0/2004/1227 el área AEIR ha evaluado los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores identificados por CN Almaraz en el programa de adaptación para el cumplimiento con la IS-37, verificando que se cumplen los criterios de aceptación, así como los cambios presentados por el titular al ES (OCES 0-5545 Ed.3).

Los análisis de consecuencias radiológicas de los sucesos iniciadores realizados por CN Almaraz, de acuerdo al programa de adaptación para el cumplimiento con la IS-37, incluyen aquellos sucesos que no contaban con un análisis específico en el Estudio Final de Seguridad (ES) en vigor o bien el análisis incluido en el mismo estaba realizado con una metodología que no garantizaba el cumplimiento con los criterios de aceptación de la IS-37.

- **Análisis de las consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño de Categoría II, III y IV**

La evaluación comprende la revisión de las consecuencias radiológicas de los siguientes accidentes base de diseño de Categoría II y III:

15.2.9	Pérdida de suministro eléctrico exterior.
15.2.12	Descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor.
15.2.13	Descompresión accidental del sistema de vapor principal.
15.3.1	Roturas pequeñas con pérdida de agua de refrigerante del reactor <ul style="list-style-type: none"> • Rotura de pequeñas líneas que llevan refrigerante primario fuera de Contención. • Rotura de pequeñas líneas que llevan refrigerante primario dentro de la Contención.
15.3.2	Roturas pequeñas de tuberías del sistema secundario.
15.3.4	Pérdida completa de caudal forzado de refrigerante del reactor.
15.3.5	Rotura de un depósito de desintegración de residuos gaseosos.
15.3.6	Extracción de un conjunto de barras de control a potencia.

También se evalúa la revisión de las consecuencias radiológicas de los sucesos de Categoría IV, que en esta solicitud se han calculado en términos de dosis efectiva en lugar de en dosis equivalente al cuerpo entero y al tiroides que es como se encuentran actualmente expresadas en el apartado 15.4 del ES. Como ya se ha indicado, aunque los análisis en vigor de los sucesos

de categoría IV cumplen con los criterios de aceptación establecidos en la IS-37, el titular ha decidido revisarlos para homogenizar la magnitud en la que se presentan los resultados de consecuencias de todos los accidentes (Categoría II, III y IV). La evaluación, por tanto, ha realizado un análisis de los siguientes accidentes de Categoría IV para verificar que se cumple el criterio de aceptación en dosis efectiva establecido para ellos en la IS-37:

15.4.1	Roturas importantes de tuberías del sistema de refrigeración del reactor (accidente de pérdida del refrigerante, LOCA).
15.4.2	Rotura importante de tubería del sistema secundario.
15.4.3	Rotura de tubos de generador de vapor.
15.4.4	Rotor agarrotado de una sola bomba de refrigeración del reactor.
15.4.5	Accidente de manejo de combustible.
15.4.6	Rotura del alojamiento de accionamiento de barras de control.

Para cada uno de los accidentes en el ámbito de la solicitud (Categorías II y III), el área AEIR ha verificado, entre otros aspectos, que la metodología se ajusta a lo requerido en el punto 5 del condicionado de apreciación favorable CSN/C/SG/ALO/17/07, comprobando que en los sucesos de Categoría II se utiliza la metodología del MCDE y que en los Categoría III se considera un tiempo de exposición de dos días en el límite del área de exclusión de la instalación.

Adicionalmente, el área evaluadora ha realizado un análisis independiente de las consecuencias radiológicas de los accidentes analizados o revisados por el titular (Categorías II, III y IV), utilizando el código RADTRAD 3.03 y, en el caso de sucesos de Categoría II, la metodología del MCDE recogida en el Apéndice 15A de la propuesta de revisión del ES. Las hipótesis consideradas en cada uno de ellos se encuentran incluidas en las tablas 1, 2, 4, 6, 8, 10, 12, 14, 16, 18, 20, 22, 24, 26 y 28 adjuntas al informe de evaluación. Los resultados de dichos análisis, junto con los valores obtenidos por el titular, se recogen en las tablas 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 19, 21, 23, 25, 27 y 29, todas estas ellas también se adjuntan en el informe de evaluación del área AEIR (CSN/IEV/AEIR/ALO/2004/1227).

Por último, la evaluación ha llevado a cabo una comparación de los resultados obtenidos con los criterios de aceptación establecidos en la IS-37 (ver apartado 3.2 de esta propuesta de dictamen técnico), verificando que estos se cumplen para los sucesos de Categoría II, III y IV.

Se destaca a continuación la evaluación realizada del análisis de roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor (apartado 15.3.1 del ES):

De acuerdo a su plan de adaptación a la IS-37 y a lo indicado en el punto 5 del condicionado de apreciación favorable (CSN/C/SG/AL0/17/07), el titular ha realizado un análisis específico de las consecuencias radiológicas asociadas a este suceso y ha presentado una propuesta de revisión del apartado 15.3.1 del ES, incluyendo un subapartado 15.3.1.6.2 donde se recogen las principales hipótesis y parámetros utilizados en el análisis y los resultados obtenidos, tanto en actividad liberada como en dosis efectiva.

En este accidente se consideran las siguientes vías de liberación de actividad al exterior:

- Por la rotura se libera refrigerante primario a la contención, que sale a la atmósfera a través de las fugas de contención y por la purga de hidrógeno hasta su aislamiento a los 107 s.
- Por las fugas de los sistemas de salvaguardias en la recirculación del agua del sumidero de contención.
- Por las válvulas de alivio y seguridad de los generadores de vapor que liberan actividad a la atmósfera. El vapor emitido contiene la actividad transferida por fugas desde el primario a través de los tubos de los generadores de vapor durante 500 s (tiempo en el que se alcanza el equilibrio de presión entre el primario y secundario), además de la actividad presente en el secundario de los generadores de vapor.

Hay que señalar que el valor de 500 s considerado como tiempo en el que se alcanza el equilibrio de presión entre primario y secundario se recoge en la ed. 2 del informe 01-EZ-54139 "Análisis radiológico del accidente de roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor", sin embargo en la ed. 1 de este documento, el tiempo en el que se suponía que se alcanzaba este equilibrio era de 5100 s (tiempo en el que se alcanza el equilibrio en el accidente de eyección de barras de control).

El titular, en la carta de referencia ATA-CSN-015302 de 8/4/20, enviada al CSN adjuntando la documentación soporte de la solicitud, se compromete a que antes de fin de 2020 refinará los resultados del accidente de roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor, obteniendo el detalle de la evolución temporal de la presión diferencial primario-secundario, y contabilizando durante toda la duración del accidente el caudal de fuga correspondiente. De esta forma se confirmará el carácter envolvente de las hipótesis acordadas."

No obstante, como se ha indicado anteriormente, el área AEIR ha verificado, mediante dos cálculos independientes, que los criterios de aceptación de la IS-37 para este accidente se cumplen, considerando las siguientes hipótesis:

- El equilibrio de presión entre primario a secundario se produce a los 500 s (01-EZ-54139 Ed. 2), durante los cuales se produce la fuga de primario a secundario. En este tiempo no se ha producido daño al combustible ya que el instante más temprano en que se produce daño a las vainas es 769,4 s (Tabla 15.3.1-3 de EFS). El inventario del

refrigerante primario que fuga al secundario corresponderá al valor límite de ETF (1 $\mu\text{Ci/g}$ dosis equivalente de I-131).

- El equilibrio de presiones y por tanto la fuga de primario a secundario se produce durante 5100 s (01-EZ-54139 Ed. 1), por lo que en este tiempo ya se ha producido daño a vainas y por tanto el inventario del refrigerante primario corresponde al valor límite de ETF (1 $\mu\text{Ci/g}$ dosis equivalente de I-131) más el 50% del inventario de yodo contenido en el gap de las varillas dañadas (33% de los elementos combustibles).

En ambos casos, las dosis efectivas resultantes son inferiores al valor de referencia establecido en el PLABEN para la adopción de medidas de protección urgentes (10 mSv de dosis efectiva en 48 h) y por tanto inferiores al criterio de aceptación establecido en la IS-37.

Adicionalmente cabe destacar, que en el caso de que el equilibrio de presión entre el primario y secundario se alcance a los 500 s, hipótesis utilizada por el titular, la dosis efectiva obtenida en el cálculo independiente realizado por AEIR, por la liberación a través de las válvulas de los generadores de vapor, es inferior a la obtenida por CN Almaraz.

Esta discrepancia se debe al modelo utilizado por el titular para estimar la contribución a la dosis de la liberación de la actividad inicial del secundario, que el área evaluadora no considera correcto, debido al diferente comportamiento de los gases nobles y los yodos, que no permite considerar la actividad inicial liberada como "media ponderada".

Además, el titular considera la dilución de la actividad de los gases nobles que pasan del primario en el volumen del secundario de los generadores de vapor (página 5-10 del 01-EZ-54139 Ed. 2), que AEIR no considera correcto, dado que los gases nobles se liberan directamente al exterior sin dilución ni retención.

En cualquier caso, de los resultados obtenidos en los análisis del titular y en los análisis independientes realizados por el área AEIR (que se recogen en tablas incluidas en el informe de evaluación), se concluye que las dosis efectivas obtenidas en cada uno de los accidentes analizados cumplen los criterios de aceptación establecidos en la IS-37 para los sucesos de Categoría II, III y IV.

No obstante, y aunque la verificación de cumplimiento con los criterios de aceptación de la IS 37 se considera probada bajo la hipótesis más conservadora y utilizando un modelo correcto de liberación de actividad al secundario, el titular, deberá:

- Revisar el análisis radiológico de la liberación de actividad a la atmósfera a través de las válvulas de alivio y seguridad de los generadores de vapor si el tiempo de igualación de presiones primario secundario que finalmente se determine resulta diferente de 500 s (tiempo actualmente considerado en el análisis del titular).
- Revisar el modelo utilizado para estimar la contribución de la liberación de la actividad inicial del secundario, para diferenciar el distinto comportamiento que tienen los

gases nobles y los yodos en el secundario de los generadores de vapor y en su liberación al exterior. Así mismo, deberá considerar que los gases nobles que pasan del primario al secundario se liberan al exterior sin dilución ni retención.

- **Cambios al Estudio Final de Seguridad (OCES nº 0-5562 ed. 2)**

El área AEIR ha verificado que la propuesta del ES presentada por CN Almaraz (OCES 0-5545 Ed.3) cumple con el punto 6 del condicionado de apreciación favorable del CSN de fecha 6 de septiembre de 2017 de referencia CSN/C/SG/AL0/17/07, ya que incluye todas las modificaciones asociadas al programa de adaptación a la IS-37 propuesto por el titular y que son las siguientes:

- Los análisis específicos de aquellos accidentes que hasta ahora no lo tenían.
- Los análisis de consecuencias realizados con la metodología que garantiza el cumplimiento con los criterios de aceptación de la IS-37 para sucesos de Categoría II y III y de acuerdo con el punto 5 del condicionado de la apreciación favorable del programa de adaptación de referencia CSN/C/SG/AL0/17/07.
- Para los sucesos que no necesitan análisis, en el apartado correspondiente del capítulo 15, se ha indicado el suceso por el cual se considera envuelto y las justificaciones pertinentes.

Por tanto, se consideran aceptables los cambios introducidos en el ES. No obstante, se han detectado las siguientes erratas, que el titular deberá corregir:

- En la propuesta del ES debe decir: “dosis equivalente en I-131” que es como se recoge en la definición 1.10 de la ETF, en lugar de: “I-131 dosis equivalente”.
- En la página 15.2.9-3 de la propuesta del EFS se menciona que los resultados en dosis efectivas se encuentran en la Tabla 15.2.9-6, cuando en realidad están en la Tabla 15.2.9-4.
- En la página 15.3.1-7 y en la Tabla 15.3.1-7 falta la hipótesis relativa al valor del volumen de contención ($1.73E+04 \text{ m}^3$) en el que se diluye el refrigerante primario antes de liberarse por la purga de contención.

3.3.2. Evaluación del área de Ingeniería del Núcleo (INNU)

El área INNU ha documentado su evaluación en los informes de evaluación de referencia CSN/IEV/INNU/AL0/2003/1224 y CSN/IEV/INNU/GENER/AL0-AS1-AS2-VA2/2003/761.

En el informe CSN/IEV/INNU/GENER/AL0-AS1-AS2-VA2/2003/761 se evalúa la metodología de cálculo de la máxima fracción de vainas falladas (33%) durante un LOCA pequeño, desarrollada por Westinghouse para sus tres centrales PWR en España.

En la evaluación documentada en el informe CSN/IEV/INNU/AL0/2003/1224 se revisan las hipótesis relacionadas con el input termohidráulico o termomecánico, utilizadas en la revisión de los análisis de consecuencias radiológicas para determinados accidentes de Categoría II y III, para cumplir los criterios de aceptación establecidos la Instrucción del Consejo IS-37. Asimismo se evalúan, dentro del ámbito de INNU, la propuesta de cambio al ES. Dicho informe también recoge las conclusiones del informe de evaluación CSN/IEV/INNU/GENER/AL0-AS1-AS2-VA2/2003/761 para CN Almaraz.

- **Metodología de cálculo de máxima fracción de vainas falladas durante un LOCA pequeño en un reactor PWR de Westinghouse**

Tal y como se ha expuesto, el área INNU ha evaluado la metodología de cálculo de la máxima fracción de barras de combustible nuclear falladas durante un transitorio de pequeña pérdida de refrigerante primario (LOCA pequeño) en una central nuclear PWR Westinghouse de 3 lazos.

El cálculo de esa fracción tiene como objetivo la demostración de que no se alcanza el límite del 33% de vainas falladas, que es el valor postulado en la estimación de las consecuencias radiológicas del LOCA pequeño en las solicitudes de metodologías de cálculo de las consecuencias radiológicas asociadas a los procesos de adaptación a la IS-37 de estas centrales.

La metodología presentada ha sido desarrollada por Westinghouse para ser aplicada a las plantas PWR españolas de este diseño (CN Ascó, CN Almaraz y CN Vandellós II). Para plantas PWR de diseño Westinghouse, el accidente de pequeña pérdida de refrigerante primario (también llamado LOCA pequeño o SBLOCA) se consideraba envuelto por el LOCA grande, para cuyos análisis radiológicos se asume el fallo del 100% de las vainas de barras combustibles en el núcleo; y, correspondientemente, se aplicaba un límite de dosis mayor del especificado en la IS-37.

La hipótesis de fallo de todas las vainas del núcleo en un escenario de LOCA pequeño es muy conservadora, y resulta muy penalizante para sucesos de condición III, para los que se considera que sólo falla una pequeña fracción de las barras. En concreto, los titulares postulan que esta fracción no es superior al 33%. El uso de este límite está sustentado en un informe de la Comisión Europea sobre término fuente dentro de contención para escenarios de LOCA grande, que, a su vez, remite a otro informe, específicamente enfocado en criterios de fallo de vaina de combustible.

El área INNU ha comprobado que dichos informes se basan en distintos cálculos realizados por distintas organizaciones y con variados grados de conservadurismo y criterios de fallo de vainas, sin que ninguno de ellos sea equivalente al diseño de Westinghouse de PWR de 3 lazos. Por ello, ha solicitado a las tres centrales españolas mencionadas una justificación para este diseño específico similar a las realizadas en la UE.

En la reunión mantenida el 14/02/19 en la sede del CSN (acta de reunión ref. CSN/ART/CCN1/GENER/1903/01), representantes de los PWR-W españoles informaron de dos aproximaciones alternativas para realizar la justificación pedida. La primera alternativa, desarrollada por Westinghouse, es la que se evalúa en el presente informe. La segunda consiste en un análisis realista con incertidumbre, utilizando códigos de simulación “best estimate”, y sería desarrollada por alguna o todas las plantas afectadas.

De acuerdo con lo tratado en dicha reunión, se presentó la metodología desarrollada por Westinghouse y tras una primera evaluación de la documentación presentada, se realizó una Petición de Información Adicional (PIA) (CSN/PIA/CINU/VA2/1910/38), en relación con la documentación de descripción de la metodología y su aplicación. Tras recibir la respuesta a la PIA, INNU llevó a cabo una inspección (CSN/AIN/VA2/20/1029), para recabar información sobre la metodología empleada por Westinghouse, que aplica a CN Almaraz, CN Ascó y CN Vandellós.

Como ya se ha indicado toda esta información se describe y analiza en el informe genérico CSN/IEV/INNU/GENER/AL0-AS1-AS2-VA2/2003/761, donde se evalúa la metodología aplicada a las centrales españolas de diseño Westinghouse (TR-PEST-SAL-19-002 Rev.1, Westinghouse, Sistemática para la Evaluación de la Máxima Fracción de Vainas Falladas en un Accidente LOCA por Rotura de Tubería Pequeña (IS-37), de fecha 31 de mayo de 2019) para determinar la adecuación del valor del 33% de vainas falladas en los análisis de consecuencias radiológicas en los LOCA pequeños.

De dicha evaluación se concluye que:

1. La metodología presentada por Westinghouse calcula conservadoramente la máxima fracción de barras falladas durante un LOCA pequeño en un PWR-W. Por tanto, dicha metodología se considera aplicable a las plantas PWR-W españolas para demostrar que la citada fracción de vainas falladas no supera el límite del 33% de las totales.
2. La metodología utiliza valores envolventes de los factores de pico para cada tipo de combustible que corresponden a los valores indicados en las ETF, por lo que produce resultados independientes de ciclo. No obstante, la metodología podría aplicarse de manera dependiente de ciclo, utilizando valores específicos de factores de pico para cada tipo de combustible.
3. Los resultados de la metodología dependen de los resultados de los análisis de pequeño (SB) LOCA/ECCS. Si, por algún motivo, el análisis de SBLOCA/ECCS de la planta se tiene que rehacer, también deberá rehacerse el análisis modificado y el cálculo de la máxima fracción de barras falladas en el SBLOCA.
4. La metodología requiere, como datos de entrada, dos resultados básicos de los análisis modificados de SBLOCA: la temperatura pico de vaina (PCT) y la presión existente en el sistema primario cuando ocurre la PCT. Las plantas tienen la obligación de reportar anualmente los errores detectados y cambios introducidos en su metodología de

LOCA/ECCS, junto con los cambios en PCT que implican. Por ello, las plantas deberán evaluar anualmente, el impacto que los citados cambios/errores en su metodología de LOCA/ECCS tienen sobre sus cálculos de máxima fracción de barras falladas durante SBLOCA.

5. CN Almaraz y CN Vandellós han aportado cálculos específicos con la consideración de la corrosión. Para futuras aplicaciones se deberá tener en cuenta explícitamente en la metodología el efecto de oxidación de la vaina.

- **Análisis de las hipótesis relacionadas con el input termohidráulico o termomecánico**

Las hipótesis de los siguientes accidentes han sido evaluadas por parte de INNU:

- Descompresión accidental del sistema de vapor principal.
- Descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor.
- Pequeñas roturas dentro de la contención con pérdida de refrigerante primario.

De acuerdo con la evaluación, las hipótesis actuales para estos accidentes, reflejadas en el vigente capítulo 15 del ES, no necesariamente son útiles, válidas o conservadoras para el estudio de las consecuencias radiológicas, que buscan maximizar dosis, y no otra serie de parámetros de seguridad que son los analizados en las revisiones vigentes (enfocados a verificar la respuesta de la planta, y los sistemas de seguridad, frente a los mismos). Por ello, las hipótesis cambian para los análisis de consecuencias radiológicas; estos análisis se añadirán a los vigentes en el capítulo 15 del ES de CNA.

En relación con el análisis de descompresión accidental del sistema de vapor principal, presentado por el titular para analizar las consecuencias radiológicas se estudia la apertura de una válvula de alivio de un generador de vapor durante 30 minutos. El titular justifica considerar el caudal de la válvula de alivio porque la válvula de seguridad, o bien cerraría al bajar la presión o, si no lo hiciera, daría lugar a un suceso de Condición IV; el área evaluadora lo considera aceptable.

El titular también supone que durante el transitorio no se alcanzan condiciones de disparo, hipótesis que el área evaluadora considera aceptable ya que el caso que da lugar a mayores liberaciones por la válvula de alivio es el de operación al 1% de potencia con el CTM (coeficiente de temperatura del moderador) más negativo posible de acuerdo con la CLO 3.1.1.4.

Por tanto, el área evaluadora considera que las hipótesis termohidráulicas utilizadas en el análisis de consecuencias radiológicas del accidente de descompresión del secundario son aceptables.

Sobre las hipótesis del análisis del accidente de descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor el titular justifica que no se considere el caudal de la válvula de seguridad sino la de alivio, ya que la de seguridad o bien cerraría en cuanto baje la presión (menos de 10 segundos de acuerdo con el apartado 15.2.12 del ES) o, si no lo hiciera, supondría un suceso de menor probabilidad, y dejaría de ser de condición II. Por otra parte, supone que la apertura de la válvula de alivio se mantiene durante 10 minutos, tiempo necesario para que los operadores puedan cerrar la válvula abierta o proceder a su aislamiento, por lo que el valor de 10 minutos para aislar la válvula de alivio en el accidente de descompresión de primario es adecuado.

Por otra parte, se analiza la masa liberada que pasa al tanque de alivio del presionador, donde permanece hasta que este tanque abre mediante un disco de ruptura, con un cierto tarado, momento en que el contenido del tanque pasa a la contención. La importancia de este cálculo es doble. Por un lado es necesario conocer el inventario de actividad a la contención, ya que parte se liberará al exterior por las fugas o por la purga de hidrógeno. Por otro, es necesario saber en qué momento empieza a liberarse esta masa a la contención para ver si es necesario considerar como camino de fuga la purga de hidrógeno, que en principio está abierta pero cierra por señal de inyección de seguridad que se producirá por baja presión en el presionador.

Por tanto, en este análisis se evalúa que los tiempos postulados por el titular para el aislamiento de la purga de hidrógeno y para la ruptura del tanque de alivio del presionador (momento en el que se libera masa de actividad a la contención) sean coherentes y conservadores con los análisis de consecuencias radiológicas.

Respecto a estos tiempos, el área INNU ha comprobado que el tiempo en que se inicia la inyección de seguridad en un transitorio de apertura de válvula de alivio es de 92,2 seg, es decir, menor que los 98.3 seg, considerados por CN Almaraz, por lo que el valor límite superior para que se produzca el aislamiento de la purga de 107 seg se considera válido. Este valor es el mínimo tiempo para que se produzca la rotura del disco del tanque de alivio.

El titular ha incrementado el valor asumido para el aislamiento de la purga hasta los 114.4 seg, que al ser mayor que los anteriores, por parte de INNU se considera aceptable.

Adicionalmente, CN Almaraz alega que las consecuencias radiológicas de este accidente de descompresión de primario envuelven al accidente de inyección de seguridad espuria (15.2.14). El área INNU está de acuerdo con esta aseveración ya que durante el desarrollo del accidente de descompresión tiene lugar la inyección de seguridad, por lo que las liberaciones de este último serán necesariamente menores que las del primero.

En resumen de lo anterior, el área INNU considera en su evaluación que las hipótesis termohidráulicas utilizadas en el análisis de consecuencias radiológicas del accidente de descompresión de primario son aceptables. También considera correcta la aseveración de CN Almaraz de que las liberaciones de material radiactivo del primario durante el accidente de apertura de válvula del primario son mayores que el accidente de inyección de seguridad espuria.

Por último, sobre las hipótesis del análisis radiológico presentado del accidente de pequeñas roturas dentro de la contención con pérdida de refrigerante primario se ha evaluado la hipótesis del número de varillas combustibles falladas (33% del total) y también el tiempo en que se alcanza la igualación de presiones entre el primario y el secundario. El primer parámetro es necesario para conocer el término fuente de actividad en el primario, mientras que el segundo se utiliza para ver en qué momento deja de haber transferencia de masa entre el primario y el secundario, de modo que la actividad del primario deja de ser evacuada por los generadores de vapor.

El valor del 33% de barras combustibles rotas en el accidente de SBLOCA lo obtuvo CN Almaraz (al igual que otras centrales españolas de diseño semejante) del documento TR-PEST-SAL-19-002 Rev.1, con una metodología elaborada por Westinghouse. La evaluación de esta justificación se ha expuesto anteriormente y se describe en el informe CSN/IEV/INNU/GENER/ALO-AS1-AS2-VA2/2003/761, el cual concluye que la metodología presentada es válida, aunque impone una condición para aplicaciones futuras y necesidades de actualización si se producen modificaciones en los análisis base (termohidráulicos o termomecánicos) del SBLOCA.

En el caso de CN. Almaraz esta metodología se aplicó en el documento WM-ATA-003225-C, "Evaluación del Efecto de la Oxidación en la Estimación de Rotura de Vainas de Combustible en el SBLOCA, 12 de marzo del 2020" y se amplió en el informe 01-E-Z-54139, Ed. 2, "Análisis radiológico del accidente de roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor, de abril del 2020". Por tanto, se considera que la información presentada por CN Almaraz justifica adecuadamente la hipótesis de que el máximo número de barras falladas en un SBLOCA será inferior al 33%.

Respecto del tiempo de igualación de presiones entre el primario y el secundario, en la edición 1 del documento de referencia 01-E-Z-54139, Ed. 1 constaba un tiempo de 5100 seg. Sin embargo, puesto que dicho valor provenía de otro accidente (eyección de barra de control) el titular lo consideró excesivamente conservador y lo sustituyó por 500 seg. en la edición 2 de dicho documento. Sobre el uso de dicho valor, el titular confirmó mediante correo electrónico de fecha del 24 de marzo del 2020 y de Asunto: *Cálculos revisados de los accidentes de LOCA Pequeño y Extracción de barras* que dicho tiempo podría ser mayor de esos 500 seg. Si bien alega que, aunque el tiempo de igualación sea mayor de los 500 segundos supuestos, durante la mayor parte del transitorio la diferencia de presión es del orden o menor de 2 kg/cm², lo que hace que la fuga sea muy inferior a la supuesta por ETF (correspondiente a una diferencia de presión del orden de 70-80 kg/cm²), y por tanto la actividad transferida al secundario también mucho menor.

Por otra parte, como se ha expuesto anteriormente, el área AEIR ha realizado un cálculo en condiciones conservadoras respecto de la actividad en el refrigerante correspondiente al 33% de vainas falladas, tiempo de igualación presión primario-secundario y tasa de fugas constante de 1gpm, con un resultado de cumplimiento de límites.

Por todo ello se consideran aceptables las hipótesis utilizadas en los análisis presentados por CN Almaraz de cumplimiento de los límites radiológicos en el accidente de pequeñas roturas dentro de la contención con pérdida de refrigerante primario, con las siguientes condiciones:

1. Los resultados de la metodología dependen de los resultados de los análisis de pequeño LOCA/ECCS. Si, por algún motivo, el análisis de SBLOCA/ECCS de CN Almaraz se tiene que rehacer, también deberá rehacerse el análisis modificado y el cálculo de la máxima fracción de barras falladas en el SBLOCA.
2. La metodología requiere, como datos de entrada, dos resultados básicos de los análisis modificados de SBLOCA: la temperatura pico de vaina (PCT) y la presión existente en el sistema primario cuando ocurre la PCT. CN Almaraz tienen la obligación de reportar anualmente los errores detectados y cambios introducidos en su metodología de LOCA/ECCS, junto con los cambios en PCT que implican. Por ello, CN Almaraz deberán evaluar anualmente el impacto que los citados cambios/errores en su metodología de LOCA/ECCS tienen sobre sus cálculos de máxima fracción de barras falladas durante SBLOCA.
3. CN Almaraz ha aportado cálculos específicos con la consideración de la corrosión. Para futuras aplicaciones se deberá tener en cuenta explícitamente en la metodología el efecto de la oxidación de la vaina.
4. CN Almaraz deberá enviar una revisión del documento 01-E-Z-54139, Ed. 2 coherente con los resultados del tiempo de igualación de presiones que finalmente se obtengan, y rehacer los cálculos radiológicos consecuentemente.

- **Propuesta de modificación del Estudio Final de Seguridad**

En relación con los aspectos relativos a la parte termohidráulica de los accidentes 15.2.12 “Descompresión accidental de sistema de refrigeración del reactor” y 15.2.13 “Descompresión accidental del sistema de vapor principal” se considera aceptable la propuesta de cambio al ES presentada por el titular.

Respecto del contenido relativo al apartado 15.3.1 “Roturas pequeñas con pérdida de agua de refrigeración del reactor”, el área INNU considera adecuado suponer el 33% de barras combustibles falladas. No obstante, dicho apartado deberá ser corregido en una próxima propuesta que recoja un tiempo de igualación de presiones primario-secundario adecuadamente justificado.

3.3.3. Evaluación del área de Ingeniería de sistemas (INSI)

INSI documenta en el informe de referencia CSN/IEV/INSI/AL0/2004/1226, la evaluación de las hipótesis relativas al comportamiento de la contención y de los sistemas de salvaguardias,

ante la ocurrencia de accidentes para los cuales el titular ha realizado un nuevo análisis de consecuencias radiológicas, según lo requerido por la IS-37.

El área INSI ha evaluado las hipótesis relativas a los siguientes accidentes:

- Accidente de “Descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor”, el cual se documenta en el informe 01-E-Z-54137 Ed. 4.
- Accidente de “Roturas pequeñas dentro de Contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor”, que se documenta en el informe 01-E-Z-54139 Ed. 2.

El alcance de la evaluación de estos accidentes es el siguiente:

- Hipótesis relativas al funcionamiento del sistema de purga de hidrógeno de la contención.
 - Hipótesis relacionadas con el funcionamiento del sistema de rociado de la contención.
 - Hipótesis de la tasa de fugas postulada para el edificio de la contención.
- **Análisis de las hipótesis relacionadas con el comportamiento de la contención y de los sistemas de salvaguardias**

En relación con el accidente de descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor, el área INSI ha evaluado las hipótesis postuladas en el análisis de consecuencias radiológicas y las justificaciones aportadas por el titular en respuesta a la PIA emitida al respecto de ref. A-04-02/EA-ATA-025132, de fecha 30/01/2020.

Las hipótesis analizadas son las siguientes:

- a) Hipótesis: se considera que la liberación de refrigerante primario se produce a través de una válvula de alivio del presionador.

En el ES se postula para este accidente la apertura espuria de una válvula de seguridad en lugar de una válvula de alivio. En el análisis de consecuencias radiológicas se ha postulado la apertura de una válvula de alivio. La justificación aportada sobre este asunto se ha expuesto anteriormente en el apartado de evaluación del área INNU.

El área INSI en su evaluación considera también aceptable esta hipótesis.

- b) Hipótesis: se considera una descarga de refrigerante primario de 10 minutos a través de la válvula de alivio del presionador, asumido como tiempo de aislamiento de la misma.

El titular postula para este accidente que la válvula de alivio abre y queda abierta hasta que el operador procede a su aislamiento de acuerdo con lo establecido en los Procedimientos de Emergencia.

En cuanto al tiempo postulado, 10 minutos, coincide con el tiempo de finalización de la IS en el accidente de “Operación Inadvertida del Sistema de Refrigeración de Emergencia del núcleo durante la operación a potencia”, el cual está envuelto radiológicamente por este accidente de descompresión accidental del primario. Este tiempo aparece reflejado en el apartado 15.2.14.2 del ES.

La acción en los POE (Procedimientos de Operación de Emergencia POE-1-E-1) de aislamiento de la línea de alivio en caso de encontrarse abierta se produce antes que el aislamiento de una IS espuria, y por tanto la hipótesis de 10 minutos para el aislamiento de la válvula de alivio resulta envolvente para ambos accidentes.

Adicionalmente, y a partir de este valor, el titular explica que ha comprobado en el Simulador de Alcance Total que los 10 minutos postulados suponen un límite superior del tiempo empleado por el personal de operación. El titular indicó que estas maniobras fueron comprobadas en la sesión de simulador de alcance total de fecha 22/02/2018, en la que se entrenó el escenario de “Pérdida de Refrigerante del Reactor o Secundario”.

El área INSI considera aceptable esta hipótesis, no obstante, para dar crédito a esta acción manual, el titular debe incluirla en el programa de entrenamiento sistemático del personal de operación, e informar al CSN en el plazo máximo de 3 meses sobre cómo va a dar cumplimiento a este requisito.

c) Hipótesis: caudal másico de descarga a través de la válvula de alivio del presionador.

El titular ha incluido en su caso base para este análisis, una hipótesis de flujo másico combinado “vapor + líquido” saturado, siguiendo una aproximación que plantea una salida inicial de vapor saturado (el que estuviera acumulado en el presionador, por la burbuja en él existente), y una descarga posterior de líquido saturado una vez se agote el vapor acumulado al inicio del accidente.

La evaluación considera aceptable este planteamiento del titular, puesto que es consistente con el comportamiento esperado de la fuga desde el presionador en un accidente real. En conclusión, se considera que esta hipótesis es aceptable.

Por otra parte, se ha observado que en el informe de este accidente (01-E-Z-54137 Ed. 4.) el titular no incluye ninguna alusión a este cálculo soporte del caudal másico de líquido y vapor saturado y de los tiempos asignados a cada estado. Además, en algunos apartados de la revisión 4 de este informe, el titular no ha actualizado documentalmente el caudal de fuga a los valores finalmente adoptados (esto es, vapor saturado + líquido saturado).

Por tanto, finalmente se concluye que los valores postulados para el caudal másico que fuga por la válvula de alivio son aceptables y están adecuadamente justificados.

Aunque el área evaluadora considera que se trata de un error meramente documental sin trascendencia en los cálculos, el titular debe subsanar, en la próxima revisión del documento 01-E-Z-54137 Ed. 4., las referencias al cálculo soporte del caudal másico de líquido y vapor saturado y los tiempos asignados a cada estado (esto es, vapor saturado + líquido saturado) finalmente adoptados.

d) Hipótesis: se alcanza la presión de rotura del disco de ruptura del Tanque de Alivio (TAP) después de que se cierre totalmente la purga de la contención.

El momento o el tiempo en el que se alcanza la rotura del disco de ruptura del TAP ha de compararse con el tiempo en el que se aísla la purga para comprobar si la hipótesis del titular de no emisiones por esta vía es aceptable.

El cálculo del instante de rotura ha sido estimado por el titular utilizando dos métodos: modelo de GOTHIC V8.0 y cálculo manual.

En el caso del aislamiento de la purga de la contención, ésta se produce tras la actuación de la inyección de seguridad (IS). El titular ha estimado el tiempo de actuación de IS para el LOCA pequeño en un valor de 107.42 segundos, al cual se le ha añadido el valor de 7 segundos correspondiente al cierre de las válvulas de aislamiento de la purga (2 segundos de recepción y procesamiento de la señal + 5 segundos de tiempo máximo establecido para el cierre de dichas válvulas, todo ello de acuerdo con la Tabla 3.3-5 de las ETF).

De los resultados del cálculo de rotura del disco de tanque de alivio del presionador (TAP), comparando los resultados del tiempo de aislamiento de la purga, 115 segundos, se tiene que en el caso más conservador la purga estaría abierta durante 2 segundos con emisión al exterior. En cualquiera de los otros dos casos analizados, se obtiene que la purga estaría aislada cuando rompe el disco del TAP con margen de 15 segundos y 22 segundos respectivamente.

Todo lo anterior sirve de base a la evaluación para concluir que es razonable, y por tanto aceptable, la hipótesis del titular de que la purga de la contención está aislada cuando se produce la rotura del disco del TAP.

Sólo en el caso calculado con múltiples conservadurismos se obtienen 2 segundos de emisión al exterior por estar abierta la purga. Incluso en este último caso es altamente improbable cualquier emisión al exterior ya que como ha explicado el titular, la emisión desde el TAP tardaría un tiempo en llegar hasta el lugar de la contención donde está ubicada la purga y además, una vez alcanzase dicho punto, se habría diluido en la atmósfera de la contención, por lo que el inventario que hipotéticamente se liberaría al exterior en un tiempo de 2 segundos sería razonablemente despreciable.

Por tanto, la evaluación ha revisado los inputs de entrada del cálculo de rotura del disco de ruptura del TAP y concluye que es razonable, y por tanto aceptable, la hipótesis del titular de que la purga de la contención está aislada cuando se produce la rotura del disco del TAP.

e) Hipótesis: tasa de fugas de la contención.

Las fugas en la contención constituyen una de las vías de emisión al exterior consideradas por el titular en este accidente. En el análisis, el titular ha planteado dos casos con una hipótesis de fugas al exterior diferente:

Caso 1: sin actuación del sistema de rociado de la contención.

Caso 2: con actuación del sistema de rociado de la contención.

La no actuación del rociado tiene dos efectos para el análisis radiológico:

- Maximiza las emisiones al exterior en tanto que se elimina la acción de “limpieza” del material radiactivo presente en la atmósfera de la contención.
- Las emisiones al exterior debidas a la contención se producen a una presión inferior que si se supone la actuación del rociado, ya que si no actúa, la presión que se alcanza en la contención consistente con esta hipótesis no será superior al valor de “Alta – 3” establecido para este accidente en $0,914 \text{ kg/cm}^2\text{rel}$, tal y como se establece en el ES.

El titular ha analizado la influencia de la actuación del rociado en que se alcanza la presión en contención de “Alta-3” en el tiempo máximo, 10 minutos, que sería el límite más desfavorable en el cálculo de dosis al maximizarse el tiempo que la contención está sin rociado.

El titular ha obtenido que el caso 1 es el más desfavorable desde el punto de vista radiológico (esto es, no se activa el rociado), y éste es el caso base adoptado para este accidente.

De acuerdo con la CLO 3.6.1.2 la tasa de fugas de la contención en el accidente de LOCA grande es $0,2\%/día$ en peso del aire de la contención a la presión de accidente ($3,20 \text{ kg/cm}^2$). Este dato lo utiliza el titular para el cálculo de la tasa de fugas de la contención en las condiciones de presión postuladas para este accidente, tanto en el caso 1 como en el caso 2. Este valor se considera aceptable, puesto que ha sido tomado de las ETF, en las cuales las fugas corresponden a la presión pico del LOCA grande, lo cual es conservador respecto de la presión que se alcanzaría en el accidente de apertura de la válvula de alivio del presionador.

En el caso 1, el titular plantea un cálculo aproximado de la tasa de fugas de la contención, mediante una ecuación, que se basa en la tasa de fugas de la contención del accidente de

LOCA grande a la presión de dicho accidente (3,20 kg/cm²) y la tasa de fugas asociada (0,2%), obteniéndose un valor para el accidente analizado igual a 0,10689 %/día.

En el caso 2, se postula una tasa de fugas en intervalos, correspondiente en los 10 primeros minutos, a la tasa de fugas calculada en el caso 1.

El área INSI finalmente concluye que, dentro del alcance de su evaluación, considera aceptables:

1. Las hipótesis de presión postuladas en la contención tanto en el Caso 1 como en el Caso 2, al ser valores razonables, envolventes y adecuadamente fundamentados.
2. La ecuación empleada para estimar la tasa de fugas en el Caso 1, al considerarse representativa del fenómeno físico asociado.
3. La tasa de fugas del 0,2 %/día postulada para el Caso 2 en el intervalo de tiempo que transcurre desde que se activa el rociado y hasta las primeras 24 horas, por ser un valor conservador tomado de un accidente de categoría superior.

En relación con el accidente de Roturas pequeñas dentro de contención con pérdida de agua de refrigeración del reactor, que se documenta en el informe 01-E-Z-54139 Ed. 2, el área INSI ha evaluado las hipótesis postuladas en el análisis de consecuencias radiológicas y las justificaciones aportadas por el titular en respuesta a la PIA emitida al respecto de ref. A-04-02/EA-ATA-025132, de fecha 30/01/2020.

Las hipótesis que analizadas por la evaluación son las siguientes:

a) Funcionamiento del sistema de aspersion de la contención.

De acuerdo con la evaluación, el titular, tras realizar un cálculo de simulación de este transitorio, adopta en este accidente la hipótesis de NO actuación del sistema rociado, ya que la simulación ilustra un funcionamiento intermitente de dicho sistema, de tal forma que resulta conservador postular que el sistema de rociado no funciona pues se anula su efecto de limpieza de la atmósfera de la contención, en cuanto al inventario radiactivo procedente del primario.

Cabe destacar que para este accidente, a diferencia de lo expuesto para el accidente de descompresión accidental del primario, el titular ha supuesto como tarado de la señal de Alta – 3 un valor de 0,76 kg/cm² rel, que coincide con el máximo permitido en la Tabla 3.3-4 de las ETF y también considerado en los POE. Este valor es inferior al del Estudio de Seguridad, que como se ha explicado en esta propuesta de dictamen técnico, constituye un límite superior para este tarado (0,914 kg/cm²rel).

Asumir este valor resta algo de conservadurismo al análisis, ya que la magnitud de la tasa de fugas está directamente relacionada con la presión supuesta en la contención, pero por otra

parte el titular señala que esto se compensa, entre otros factores, con el hecho de asumir que el sistema de aspersión no entra en funcionamiento durante todo el accidente y que la presión en contención se mantiene constante durante las 48 horas. Esta evaluación considera que, en efecto, estos dos supuestos introducen suficiente conservadurismo para cubrir con margen los resultados de las liberaciones de contención, por lo que se considera aceptable el valor supuesto por el titular para el tarado de Alta-3 en este accidente. Este valor está, además, garantizado por las ETF.

Por tanto el planteamiento sobre la no actuación del sistema de rociado de la contención se considera aceptable, al considerarse adecuadamente fundamentado en base al análisis realizado y a los antecedentes similares de las otras plantas PWR españolas.

b) Duración de cada vía de emisión.

Se analizan únicamente las hipótesis relacionadas con las vías de emisión a través del edificio de la contención.

- Fugas de la contención:

El titular considera el tiempo de emisión a través de la contención hasta las 48 horas tras el inicio del accidente. De esta forma, el caso base del análisis radiológico consiste en una fuga a través de la contención constante y de 48 horas de duración. Esta ampliación se considera aceptable, puesto que los límites de dosis se calculan en el intervalo de 0 a 48 horas desde el inicio del accidente.

- Purga de la contención:

En este accidente también es necesario realizar una estimación conservadora del tiempo de aislamiento de la purga para determinar la finalización de esta vía de emisión. Este tiempo se calcula como suma de los dos factores evaluados en el accidente anteriormente expuesto (Descompresión Accidental del Primario), más un margen de conservadurismo de dos segundos que el titular considera adecuado añadir para cubrir posibles incertidumbres, lo cual se considera aceptable por las razones expuestas anteriormente.

c) Tasa de fuga a través de la contención.

El titular explica que, en consistencia con la hipótesis de no actuación del sistema de rociado adoptada en este accidente, se postula que la presión en la contención alcanza la presión de Alta -3 y se mantiene en este valor constante durante las 48 horas que dura el análisis radiológico.

Para el cálculo de la tasa de fugas aplica la misma formulación ya evaluada anteriormente, para el accidente de descompresión accidental del primario. Por tanto, el planteamiento del titular consiste en estimar la fuga de la contención, aunque en este caso con una

presión mantenida en la atmósfera de la contención igual al valor postulado de “Alta -3”, 0,76 kg/cm² que resulta en una tasa de fugas de 0,097468 %/día, ligeramente inferior a la tasa resultante para el accidente de Descompresión Accidental del Primario (0,10689 %/día). El origen de este valor algo inferior radica en el dato de partida de presión correspondiente a “Alta-3” ligeramente inferior al considerado en el accidente de Descompresión Accidental (0,76 Kg/cm² rel Vs 0,914 kg/cm² rel).

La evaluación considera aceptable el planteamiento del titular para el cálculo de la tasa de fugas asociada a este accidente.

- **Propuesta de modificación del Estudio Final de Seguridad**

La evaluación ha revisado la propuesta de cambio al Estudio de Seguridad OCES nº 0-5545 Edición 3 en cuanto a los aspectos en el ámbito de las competencias del área INSI para los accidentes de “Descompresión accidental del primario” y “LOCA pequeño dentro del edificio de la Contención”, habiendo identificado una serie de mejoras que se deberían incluir en la próxima revisión del ES, pero que en todos los casos son de carácter documental, y por tanto, no condicionan la aceptación de esta solicitud.

Los aspectos mejorables, que deberán incorporarse en la próxima revisión preceptiva del documento, son los siguientes:

Apartado 15.2.12.4 “Consecuencias radiológicas”

- a) Explicitar y justificar la hipótesis asumida para la vía de emisión a través de la purga de la contención, ya que en la revisión actual de este apartado no se menciona nada al respecto (por omisión, se asume que no hay fuga por esta vía).
- b) Incluir una explicación justificada de la hipótesis asumida de 10 minutos de duración para la fuga desde el presionador.
- c) Incluir una breve explicación de los dos casos analizados en cuanto a la actuación del Sistema de Rociado, Caso 1 sin aspersión y Caso 2 con aspersión, e indicar claramente cuál es el finalmente considerado como caso base para los cálculos radiológicos. Incluir las referencias que soportan estos análisis. La descripción de esta hipótesis debe hacer referencia a la asunción de fugas de la contención asociada a cada caso.
- d) Explicar y referenciar la hipótesis de que el sistema de aspersión se activa a los 10 minutos en el Caso 2 analizado.
- e) Incluir las referencias a los cálculos específicos o análisis que soportan los valores incluidos en los cálculos para las siguientes variables:
 - Caudal y duración de la fuga de vapor saturado y líquido saturado por la válvula de alivio del Presionador.

- Instante en el que se produce el aislamiento de las válvulas de la Purga.
- Instante en el que se rompe el disco de rotura del Tanque de Alivio del Presionador.

Tabla 15.2.12-2 "Parámetros de cálculo del accidente de descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor"

- a) Explicitar que la liberación a través de la válvula de alivio del presionador está expresada en términos de vapor SATURADO durante 65,6 segundos y líquido SATURADO desde ese instante y hasta los 10 minutos, con referencia al análisis que lo soporta, especificando los valores concretos de tasa de fugas postulados en uno y otro caso.
- b) Especificar y referenciar el valor supuesto para Alta - 3, que para este accidente es el valor presente en la Tabla 6.2.1-24 del Estudio de Seguridad, y no el de las ETF.

Apartado 15.3.1.6.2 "Consecuencias radiológicas" y Tabla 15.3.1.7 "Parámetros de cálculo para el accidente de rotura de pequeñas líneas que llevan refrigerante primario dentro de la Contención"

- a) Especificar el valor de presión mantenida en la contención para el cálculo de la fuga desde este edificio (0,76 kg/cm² rel) y el origen de este dato. Valorar incluir este dato en el texto o en la Tabla 15.3.1.7 de resumen de parámetros de cálculo.

3.4. Deficiencias de evaluación: No

3.5. Discrepancias respecto de lo solicitado: No

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

De acuerdo con las evaluaciones realizadas, se propone informar favorablemente la solicitud de autorización de cambio de metodología de cálculo de dosis para sucesos iniciadores de Categoría II y III en cumplimiento con la IS-37, y la propuesta de cambio del Estudio de Seguridad (OCES nº 0-5545 Edición 3), con las siguientes condiciones:

1. En relación con el cumplimiento de los límites radiológicos en el accidente de *Roturas pequeñas con pérdida de agua de refrigeración del reactor* (documento 01-E-Z-54139, Ed. 2) el titular deberá tener en cuenta las siguientes condiciones:
 - a. Los resultados de la metodología para determinar el número de barras combustibles falladas en el accidente de SBLOCA/ECCS dependen de los resultados de los análisis vigentes de éste. Si, por algún motivo, el análisis de SBLOCA/ECCS se

tuviese que rehacer, también deberá rehacerse el análisis modificado y el cálculo de la máxima fracción de barras falladas en el SBLOCA.

- b. La metodología para determinar el número de barras combustibles falladas requiere, como datos de entrada, dos resultados básicos de los análisis modificados de SBLOCA: la temperatura pico de vaina (PCT) y la presión existente en el sistema primario cuando ocurre la PCT. En cumplimiento del 10CFR50.46 y según los acuerdos a nivel sectorial, CN Almaraz debe reportar anualmente los cambios y errores en su metodología de LOCA/ECCS, junto con los cambios en PCT que implican. Por ello, el titular deberá evaluar anualmente, el impacto que los citados cambios/errores en su metodología de LOCA/ECCS tienen sobre sus cálculos de máxima fracción de barras falladas durante SBLOCA.
- c. CN Almaraz ha aplicado una metodología específica, considerando el espesor de oxidación de las vainas, para el cálculo del número de barras falladas que se consideran aceptables para la presente solicitud. Para futuras aplicaciones el titular deberá tener en cuenta explícitamente en la metodología el efecto de la oxidación de la vaina.
- d. CN Almaraz deberá enviar al CSN una revisión del documento 01-E-Z-54139, Ed. 2 coherente con los resultados del tiempo de igualación de presiones que finalmente se determinen y rehacer los cálculos radiológicos consecuentemente. Asimismo, deberá modificarse el texto del ES para incluir los resultados que se obtengan de forma justificada.

Plazo: 31 de diciembre de 2020.

- e. CN Almaraz deberá revisar el modelo utilizado para estimar la contribución de la liberación de la actividad inicial del secundario, para diferenciar el distinto comportamiento que tienen los gases nobles y los yodos en el secundario de los generadores de vapor y en su liberación al exterior. Así mismo, deberá considerar que los gases nobles que pasan del primario al secundario se liberan al exterior sin dilución ni retención.

Plazo: 31 de diciembre de 2020.

- 2. En relación con el con el cumplimiento de los límites radiológicos en el accidente de *“Descompresión accidental del primario”* (documento 01-EZ-54137 Ed. 4), en lo relativo a los *10 minutos asumidos para el aislamiento de la fuga desde el presionador (válvula de alivio)*, el titular deberá incluir esta maniobra en su programa de entrenamiento sistemático del personal de operación.

El titular enviará al CSN, en el plazo de 3 meses, una carta describiendo cómo dará cumplimiento a este requisito.

Asimismo, en una próxima revisión del documento 01-E-Z-54137 Ed. 4, el titular deberá corregir las referencias al cálculo soporte del caudal másico de líquido y vapor saturado

y los tiempos asignados a cada estado (esto es, vapor saturado + líquido saturado) finalmente adoptados.

Adicionalmente, en relación con la propuesta de cambio del ES (OCES nº 0-5545 Edición 3), en la próxima revisión del ES el titular deberá llevar a cabo las siguientes modificaciones:

Apartado 15.2.12.4 “Consecuencias radiológicas”

- a) Explicitar y justificar la hipótesis asumida para la vía de emisión a través de la purga de la contención, ya que en la revisión actual de este apartado no se menciona.
- b) Incluir una explicación justificada de la hipótesis asumida de 10 minutos de duración para la fuga desde el presionador.
- c) Incluir una breve explicación de los dos casos analizados en cuanto a la actuación del Sistema de Rociado, CASO 1 sin aspersion y CASO 2 con aspersion, e indicar claramente cuál es el finalmente considerado como caso base para los cálculos radiológicos. Se deben incluir las referencias que soportan estos análisis. La descripción de esta hipótesis debe hacer referencia a la asunción de fugas de la contención asociada a cada caso.
- d) Explicar y referenciar la hipótesis de que el sistema de aspersion se activa a los 10 minutos en el CASO 2 analizado.
- e) Incluir las referencias a los cálculos específicos o análisis que soportan los valores incluidos en los cálculos para las siguientes variables:
 - Caudal y duración de la fuga de vapor saturado y líquido saturado por la válvula de alivio del Presionador.
 - Instante en el que se produce el aislamiento de las válvulas de la Purga.
 - Instante en el que se rompe el disco de rotura del Tanque de Alivio del Presionador.

Tabla 15.2.12-2 “Parámetros de cálculo del accidente de descompresión accidental del sistema de refrigeración del reactor”

- a) Explicitar que la liberación a través de la válvula de alivio del presionador está expresada en términos de vapor SATURADO durante 65,6 segundos y líquido SATURADO desde ese instante y hasta los 10 minutos, con referencia al análisis que lo soporta, especificando los valores concretos de tasa de fugas postulados en uno y otro caso.
- b) Especificar y referenciar el valor supuesto para Alta - 3, que para este accidente es el valor presente en la Tabla 6.2.1-24 del Estudio de Seguridad, y no el de las ETF.

Apartado 15.3.1.6.2 “Consecuencias radiológicas” y Tabla 15.3.1.7 “Parámetros de cálculo para el accidente de rotura de pequeñas líneas que llevan refrigerante primario dentro de la Contención”

- a) Especificar el valor de presión mantenida en la contención para el cálculo de la fuga desde este edificio ($0,76 \text{ kg/cm}^2 \text{ rel}$) y el origen de este dato. Valorar incluir este dato en el texto o en la Tabla 15.3.1.7 de resumen de parámetros de cálculo.

Corregir las siguientes erratas

- Modificar en la propuesta del ES la expresión “I-131 dosis equivalente”. por “dosis equivalente en I-131” que es como se recoge en la definición 1.10 de la ETF.
- En la página 15.2.9-3 de la propuesta del ES se menciona que los resultados en dosis efectivas se encuentran en la Tabla 15.2.9-6, cuando en realidad están en la Tabla 15.2.9-4.
- Incluir en la página 15.3.1-7 y en la Tabla 15.3.1-7 de la propuesta del ES la hipótesis relativa al valor del volumen de contención ($1.73\text{E}+04 \text{ m}^3$) en el que se diluye el refrigerante primario antes de liberarse por la purga de contención.

4.1. Aceptación de lo solicitado: Sí

4.2. Requerimientos del CSN: Sí

4.3. Recomendaciones del CSN: No

4.4. Compromisos del Titular: Sí (ATA-CSN-015302 de fecha 8 de abril de 2020), recogido en condición.