

## PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

### INFORME SOBRE LA SOLICITUD DE AUTORIZACIÓN DE LA MODIFICACIÓN DE DISEÑO SA-17/10 REV. 1 DE MODIFICACIÓN DE HIPÓTESIS DE LOS ACCIDENTES BASE DE DISEÑO DE LA CENTRAL NUCLEAR COFRENTES

#### 1. IDENTIFICACIÓN

##### 1.1. Solicitante

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

##### 1.2. Asunto

Solicitud de autorización de la modificación de diseño SA-17/10 Rev. 1 de modificación de hipótesis de accidentes base de diseño de la central nuclear Cofrentes.

##### 1.3. Documentos aportados por el solicitante

La propia solicitud de informe, enviada por la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del Ministerio para la Transición Ecológica (Miteco), y recibida en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) con fecha 7 de enero de 2020, con número de registro de entrada 40029, que adjunta la solicitud de autorización de la modificación de diseño nº 17/10 Rev. 1 “Modificación de hipótesis de los accidentes base de diseño”, de la central nuclear Cofrentes.

El documento contiene la descripción de la solicitud, antecedentes, la justificación y la valoración del impacto en la seguridad de la modificación de diseño, pruebas, y los siguientes anexos:

- Anexo 1: informe “Revisión del análisis radiológico del accidente base de diseño de caída de una barra de control (CRDA)”. SPR-2019/038, julio 2019.
- Anexo 2: informe “Revisión del análisis radiológico del accidente base de diseño de rotura de una tubería de vapor principal exterior al recinto de contención (SLBA)”. SPR-2019/031, julio 2019.
- Anexo 3: informe “Revisión del análisis radiológico del accidente base de diseño de pérdida de refrigerante interior al recinto de contención (LOCA)”. SPR-2019/037, julio 2019.
- Anexo 4: informe “Revisión del análisis radiológico del accidente base de diseño de caída de un elemento de combustible (FUHA)”. SPR-2019/056, julio 2019.
- Anexo 5: informe “Actualización del apartado de consecuencias radiológicas de las Secciones del EFS 15.2.4 (cierre de MSIVs), 15.4.10 (orientación incorrecta de un

elemento de combustible), 15.6.2 (ILBA), 15.6.6 (FLBA), 15.7.1 (fallo OFF-GAS), y 15.7.3 (LRTA)”. SPR-2019/060, septiembre 2019.

- Anexo 6: Hojas propuestas del Estudio de Seguridad.
- Anexo 7: Propuesta de Cambio PC 01-17 Rev. 2 a las Bases de las Especificaciones Técnicas Mejoradas (BS-ETFM), en revisión 54.

Posteriormente, y como consecuencia del proceso de evaluación del CSN, con fecha 5 de marzo de 2021 y nº de registro de entrada 41695, CNC remitió al CSN mediante la carta de referencia \*2199983300688\* nuevas hojas modificadas correspondientes a la tabla 2.3-25a y a la tabla 15.7.4-1 (2/3), que sustituyen las presentadas inicialmente en la solicitud, informando que tales hojas modificadas han sido también remitidas a la DGPEM del Miterd.

#### **1.4. Documentos de licencia afectados**

La solicitud afecta al Estudio de Seguridad (ES) de la central nuclear Cofrentes.

En el paquete documental se incluye, asimismo, una propuesta de cambio a las Bases de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) de la central, asociada a la modificación de diseño propuesta. No es objeto de la presente propuesta de dictamen esta propuesta de cambio de las Bases de las ETFM debido a que, de la aplicación de la Instrucción del Consejo IS 21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, se concluye que no se requiere.

## **2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA**

### **2.1 Antecedentes**

En el marco del proyecto de modificación de las condiciones en las que se requiere operable la contención secundaria cuando se realiza movimiento de combustible irradiado, y asociado a la revisión de los estudios radiológicos del accidente de caída de un elemento combustible (FUHA), CNC detectó una discrepancia en una serie de coeficientes de dispersión atmosférica y, como consecuencia, abrió la condición anómala (CA) 2017-10 para resolver la condición de no conformidad creada por la discrepancia identificada.

La resolución de esta discrepancia motivó la propuesta de revisión de las secciones 2.3.4 y 2.3.5 del ES correspondientes a los factores de dispersión en accidente y operación normal, por lo que se llevó a cabo una revisión del cálculo de los citados factores de dispersión con las distancias corregidas correspondiente al periodo 1986-2012.

Con fecha 21 de abril de 2017, y número de registro de entrada 41841, se recibió desde el Ministerio para la transición ecológica y agenda digital (Minetad) la solicitud de CNC Nº 17/02 Rev. 0 “Modificación de hipótesis del accidente de manejo de combustible”

(expediente COF/SOLIC/2017/132). En la citada solicitud se proponía modificar, además de los factores de dispersión afectados indicados anteriormente, el análisis radiológico del accidente de manejo de combustible (FUHA), incorporando modificaciones en la hipótesis del término fuente en el núcleo, las fracciones de liberación de varillas dañadas, y los nuevos coeficientes de dispersión atmosférica corregidos por distancias asociados al nuevo periodo meteorológico (1986-2012).

Esta solicitud fue evaluada por el CSN (informe de referencia CSN/IEV/AEIR/COF/1709/1197) y, como consecuencia de la evaluación, el titular anuló la citada solicitud N° 17/02 Rev. 0, para incorporar las conclusiones de la evaluación del CSN y para extender la solicitud al conjunto de accidentes a los que afectaba la modificación del término fuente en el núcleo, las fracciones de liberación de varillas dañadas, y los nuevos coeficientes de dispersión atmosférica corregidos por distancias asociados al nuevo periodo meteorológico (1986-2012).

Con fecha 22 de diciembre de 2017, y con número de registro de entrada 45729, se recibió desde el Minetad una nueva solicitud de CNC, solicitud de autorización N° 17/10 Rev.0 "Modificación de hipótesis de los accidentes base de diseño" (expediente COF/SOLIC/2017/142), ampliando el alcance de la revisión de los análisis radiológicos a todos los accidentes afectados por la discrepancia en los factores de dispersión, e incorporando la propuesta de revisión de los análisis radiológicos, utilizando para el resto de accidentes, la misma hipótesis del término fuente utilizada para el FUHA.

En la evaluación de la documentación presentada se encontraron discrepancias en los factores de dispersión e hipótesis utilizadas para los cálculos de dosis en sala de control del accidente de caída de una barra de control (CRDA) y del accidente de rotura de una tubería de vapor principal exterior al recinto de contención (SLBA). Con fecha 20 de noviembre de 2018, se mantuvo una reunión con el titular para analizar las discrepancias detectadas, y en la cual CNC informó que en el caso del accidente SLBA la dosis en sala de control por aspiración a través de la toma alternativa se incrementaba de forma significativa respecto al cálculo con la hipótesis de aspiración cuando la toma normal está alineada, debido a la proximidad de la toma alternativa a los paneles de alivio del edificio auxiliar.

Como consecuencia de lo anteriormente indicado se revisó la CA 2017-10 y, como medida compensatoria mientras se analizaban las modificaciones que debían incorporarse al análisis radiológico de licencia del accidente de rotura de una tubería de vapor principal exterior al recinto de contención, dejó de alinearse periódicamente la toma alternativa de la aspiración del sistema de ventilación (HVAC) de sala de control, manteniéndose siempre en operación la toma normal y, si fuera necesario alinear la toma alternativa, como medida preventiva, previamente a dicho alineamiento se pondría en operación el sistema de filtrado de emergencia de sala de control.

Cabe destacar que el titular indica que, realizados los cálculos radiológicos con las discrepancias ya corregidas en los factores de dispersión atmosférica (X/Q), en las

condiciones más penalizantes de aspiración del sistema de ventilación (HVAC) de sala de control (XG3) y considerando las condiciones operacionales más desfavorables que ha tenido la central (durante la despresurización de la vasija en la parada por fallo de combustible en abril de 2015), se confirmó que los valores radiológicos en sala de control se habrían mantenido muy por debajo del límite establecido de 50 mSv en todo momento.

Con fecha 10 de octubre de 2019 se celebró una reunión entre el CSN y el titular donde CNC presentó los cambios propuestos en los análisis de consecuencias radiológicas del ES en respuesta a los comentarios de la evaluación del CSN a la solicitud de autorización SA-17/10 Rev.0.

Con fecha 19 de diciembre de 2019 CNC presentó ante el Miteco la revisión 1 de la solicitud SA-17/10, sustituyendo y anulando la solicitud en revisión 0, para resolver las discrepancias identificadas en las hipótesis utilizadas en los cálculos de los accidentes base de diseño así como los cambios que esto conlleva en los capítulos 6 y 15 del ES y en las ETFM, la cual es el objeto de la presente propuesta de dictamen técnico.

## 2.2 Razones de la solicitud

Dentro del proyecto de modificación de las condiciones en las que se requiere operable la contención secundaria cuando se realiza movimiento de combustible irradiado, y asociado a la revisión de los estudios radiológicos del FUHA, fue necesario revisar los coeficientes de dispersión atmosférica para las potenciales vías de emisión asociadas. En el proceso de obtención de dichos coeficientes, se detectó una discrepancia en una serie de coeficientes de dispersión atmosférica, como consecuencia de lo cual CNC abrió la condición anómala 2017-10 para su resolución.

La resolución de estas discrepancias motivó la propuesta de revisión de las secciones 2.3.4 y 2.3.5 del ES correspondientes a los factores de dispersión en accidente y operación normal, por lo que se llevó a cabo una revisión del cálculo de los citados factores de dispersión con las distancias corregidas correspondiente al periodo 1986-2012.

El objeto de la presente solicitud de CNC es la autorización de las propuestas de evaluaciones radiológicas resultantes tras la modificación de hipótesis, y realizadas para resolver las discrepancias identificadas en las hipótesis utilizadas en los cálculos de los accidentes base de diseño. En la solicitud se propone, además de modificar los factores de dispersión afectados, la incorporación de modificaciones en la hipótesis del término fuente en el núcleo, las fracciones de liberación de varillas dañadas, la modificación en la modelización del cálculo de dosis en la sala de control incluyendo la hipótesis de aspiración por la toma alternativa, y los nuevos coeficientes de dispersión atmosférica corregidos por distancias asociados al nuevo periodo meteorológico (1986-2012), con un alcance de revisión de los análisis radiológicos que cubra todos los accidentes afectados por la discrepancia en los factores de dispersión.

La revisión planteada de los análisis radiológicos de los accidentes afectados modificando sus hipótesis representa una modificación de los métodos de evaluación descritos en el Estudio de Seguridad que han sido utilizados para realizar análisis de seguridad, por lo que, de acuerdo con la Instrucción de Seguridad IS 21 del CSN, las modificaciones del ES propuestas requieren la correspondiente autorización.

### 2.3 Descripción de la solicitud

La solicitud presentada por CNC recoge las siguientes propuestas de modificación de hipótesis aplicables a accidentes base de diseño, para cada uno de los eventos analizados:

- Transitorio de cierre de válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV), sección 15.2.4 del ES.
  - Análisis con metodología de operación normal: se revisa el cálculo de acuerdo a la metodología, hipótesis y parámetros vigentes del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE). Actualmente, el MCDE contiene los factores de dispersión y deposición actualizados al periodo 1986-2012.
  - Análisis con metodología de accidente: se revisa el cálculo con los nuevos factores de dispersión por emisión del sistema de reserva de tratamiento de gases (P38) correspondientes al periodo 1986-2012. Se evalúa la dosis efectiva en sala de control para ambas tomas (normal y alternativa), utilizando como valor envolvente de referencia la dosis en sala de control del accidente FUHA.
- Accidente de caída de una barra de control (CRDA), sección 15.4.9 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:
  - Término fuente en el núcleo.
  - Fracciones de liberación de actividad de varillas dañadas.
  - Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012. Se modifica el punto de emisión para la determinación del factor de dispersión en área de exclusión y zona de baja población.
  - Se verifica la hipótesis que no hay arranque automático del subsistema de filtrado del sistema HVAC de sala de control (XG3) por alta radiación en el conducto de aspiración en situación operativa de toma normal alineada.
  - Se modifica el tiempo de actuación del operador para arrancar manualmente el subsistema de filtrado de emergencia, considerándose el mismo tiempo que el considerado para el SLBA y el FUHA.
  - Se incluye la hipótesis de alineamiento de la aspiración por la toma alternativa.
- Accidente de orientación incorrecta de un elemento de combustible, sección 15.4.10 del ES; se modifica el análisis radiológico en el exterior utilizando los factores de dispersión correspondiente al periodo 1986-2012.

- Accidente de rotura de una línea de instrumentación (ILBA), sección 15.6.2 del ES y accidente de rotura de una línea de agua de alimentación (FLBA), sección 15.6.6 del ES; se verifica que las consecuencias radiológicas de ambos accidentes siguen estando envueltas por las nuevas hipótesis de cálculo del SLBA, y se amplía el alcance del análisis incluyendo el alineamiento de la aspiración de sala de control.
- Accidente de rotura de una línea de vapor principal exterior al recinto de contención (SLBA), sección 15.6.4 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:
  - Se considera decaimiento radiactivo.
  - Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012.
  - Se incluye la hipótesis de alineamiento de la aspiración por la toma alternativa.
  - Se verifica la hipótesis que no hay arranque automático del subsistema de filtrado del XG3 por alta radiación en el conducto de aspiración en situación operativa de toma normal alineada.
  - Se incluye la hipótesis de actuación manual de arranque del subsistema de filtrado del XG3 a los 30 minutos de iniciado el evento en situación operativa de toma normal alineada.
- Accidente de pérdida de refrigerante interior al recinto de contención (LOCA), sección 15.6.5 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:
  - Término fuente en el núcleo.
  - Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012.
  - Se incluye la hipótesis de alineamiento de la aspiración por la toma alternativa.
- Fuga o fallo del sistema de residuos radiactivos gaseosos”, sección 15.7.1 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:
  - Término fuente liberado al exterior.
  - Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012.
  - Se determina la dosis efectiva a partir de la dosis cuerpo entero y de la dosis equivalente al tiroides por inhalación, y se evalúa la dosis efectiva en sala de control para ambas tomas (normal y alternativa), utilizando como valor envolvente de referencia la dosis en sala de control del accidente FUHA.
- Accidente de rotura de un tanque de desechos radiactivos líquidos, sección 15.7.3 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:
  - Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012.
  - Se determina la dosis efectiva a partir de la dosis cuerpo entero y de la dosis equivalente al tiroides por inhalación, y se evalúa mediante una envolvente la dosis efectiva por este evento en sala de control para ambas tomas.
- Accidente de caída de un elemento de combustible (FUHA), sección 15.7.4 del ES; se modifican las siguientes hipótesis de cálculo:

- Término fuente en el núcleo.
- Fracciones de liberación de actividad de varillas dañadas.
- Se considera decaimiento radiactivo.
- Se utilizan los factores de dispersión correspondientes al periodo 1986-2012.
- Se incluye la hipótesis de liberación de la actividad por emisión a través del P38.
- Se incluye la hipótesis de alineamiento de la aspiración por la toma alternativa.
- Se verifica la hipótesis que no hay arranque automático del subsistema de filtrado del XG3 por alta radiación en el conducto de aspiración en situación operativa de toma normal alineada para liberaciones por el L05 y por el P38.
- Se incluye la hipótesis de actuación manual de arranque del subsistema de filtrado del XG3 a los 30 minutos de iniciado el evento en situación operativa de toma normal alineada.

En los anexos 1 a 5 a la solicitud se adjuntan los informes de revisión de los análisis radiológicos que contienen las propuestas de modificación de las hipótesis indicadas anteriormente.

Por otra parte, la solicitud contempla modificaciones al Estudio de Seguridad derivadas de los cambios indicados relativos a los análisis radiológicos, junto con las modificaciones a los factores de dispersión en operación normal y accidente de las secciones 2.3.4 y 2.3.5 del mismo, que se incluyen en el anexo 6 de la solicitud.

### **3. EVALUACIÓN**

#### **3.1. Referencia y título de los informes de evaluación:**

En el proceso de evaluación se han generado los siguientes informes:

- CSN/IEV/AEIR/COF/2006/1268 Rev. 0 “Informe de evaluación de la modificación de las hipótesis de accidentes base de diseño en la central nuclear Cofrentes”.
- CSN/NET/CITI/COF/2004/433 Rev. 0 “Evaluación de la propuesta de modificación del ES de CN Cofrentes, en la solicitud SA 17/10 Rev. 1, por cambio en los coeficientes de difusión atmosférica”.
- CSN/IEV/INNU/COF/2012/1322 Rev. 0 “Evaluación de la modificación de hipótesis relacionadas con ingeniería del núcleo de los accidentes base de diseño de CN Cofrentes según la SA 17/10 Rev.1”.

#### **3.2. Normativa y criterios de aceptación**

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

- Instrucción del Consejo IS 27, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares. Revisión 1.
- Instrucción del Consejo IS 21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.
- Instrucción del Consejo IS 37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.
- US Code of Federal Regulations, Title 10, part 50.67 (10CFR 50.67), December 1999.
- USNRC Regulatory Guide 1.183 "Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors", July 2000.
- USNRC Regulatory Guide 1.145 "Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants", Rev.1, November 1983.
- USNRC Regulatory Guide 1.194 "Atmospheric Relative Concentrations for Control Room Radiological Habitability Assessments at Nuclear Power Plants", June 2003.
- USNRC Regulatory Guide 1.23 "Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants", Rev. 1, March 2007.
- USNRC RG 1.111 "Methods for Estimating Atmospheric Transport and Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Releases from Light-Water-Cooled-Reactors", Rev. 1, 1977.
- USNRC, 10 CFR 50 Appendix A "General Design Criteria for Nuclear Power Plants": Criterion 19 "Control room".
- USNRC NUREG-0800 "Standard Review Plan", Rev. 0, July 2000.
- Branch Technical Position ETSB 11-5; revisión 0 de Julio de 1.981 de la Sección 11.3 del Standard Review Plan.
- PNNL- 18212 Rev. 1 Update of Gap Release Fractions for Non-LOCA Events Utilizing the Revised ANS 5.4 Standard. June 2011.
- USNRC NUREG/CR-2919, "XOQDOQ. Computer Program for the Meteorological Evaluation of Routine Effluent Releases at Nuclear Power Stations", September 1982.
- USNRC NUREG/CR-2858, "PAVAN: An Atmospheric-Dispersion Program for Evaluating Design-Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations", Rev. 0, November 1982.

También se han tenido en cuenta los criterios relacionados con los fallos a considerar en el análisis de incendio en sala de control que se describen en los siguientes documentos:

- NEI 000-01 Rev. 2: "Guidance for Post-Fire Shutdown Circuit Analysis".
- USNRC Information Notice 92-18: "Potential for loss of remote shutdown capability during a control room fire".



Con carácter general, el criterio de aceptación es que las nuevas hipótesis continúen siendo suficientemente envolventes de los valores realistas con respecto al combustible cargado en el núcleo de la central nuclear Cofrentes y, por tanto, puedan considerarse válidas como punto de partida para los análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño.

En cuanto a criterios específicos de aceptación para dosis considerados en la evaluación, en el ES de la central nuclear Cofrentes cada suceso iniciador postulado se asigna a uno de los siguientes grupos de frecuencia: incidentes de frecuencia moderada, incidentes de poca frecuencia y fallos limitadores (accidente base de diseño), que se corresponden, respectivamente, con los de las categorías II, III y IV de la IS 37.

La IS 37 indica que, en función de la frecuencia del accidente o de la metodología utilizada, se podrán aplicar fracciones de los límites establecidos. 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.

Teniendo en cuenta que la metodología utilizada por CNC para el análisis de los accidentes base de diseño se corresponde con la denominada Término Fuente Alternativo (TFA) descrita en la guía reguladora RG 1.183, y que dicha metodología garantiza unos niveles similares de protección a los recogidos en la IS 37 para los accidentes de categoría IV, los criterios de aceptación considerados en la evaluación han sido los siguientes:

- Fallos limitadores:

Accidente	Dosis equivalente efectiva total (mSv)		
	Área de Exclusión (peores 2 h)	Zona de Baja Población (30 días)	Sala de Control (30 días)
Pérdida de refrigerante interior al recinto de contención	250	250	50
Caída de un elemento combustible (FUHA)	63	63	50
Caída de una barra de control (CRDA).	63	63	50
Rotura de una tubería de vapor principal exterior al recinto de contención (SLBA).	250	250	50

Rotura de una línea de instrumentación (ILBA)/Rotura de una línea de agua de alimentación (FLBA)	250	250	50
Fuga o fallo Sistema de Residuos Gaseosos	5	5	50
Fallo del depósito de desechos radiactivos líquidos (LRTA)	250	250	50

- Incidentes de poca frecuencia:

Accidente: orientación incorrecta de un elemento combustible.

Dosis equivalente efectiva total (mSv) / Área de Exclusión (2d): 10 mSv.

- Incidentes de frecuencia moderada:

Accidente: transitorio de cierre de MSIVs.

Dosis (mSv) / Dosis al público como consecuencia de la liberación del material radiactivo:

1 mSv - Dosis efectiva

50 mSv - Dosis equivalente para la piel

### 3.3. Resumen de la evaluación

La evaluación de la solicitud de CNC ha sido llevada a cabo por las áreas de evaluación del impacto radiológico (AEIR), de ciencias de la tierra (CITI) y de ingeniería del núcleo (INNU).

#### 3.3.1 Evaluación del área AEIR

El alcance de la evaluación del área AEIR comprende el análisis de las hipótesis revisadas de los accidentes base de diseño (CRDA, SLBA, LOCA, FUHA) y la realización de un análisis independiente para verificar que las dosis en el límite del Área de Exclusión (AE) y en la Zona de Baja Población (ZBP) y en sala de control cumplen con los criterios de aceptación recogidos en la guía reguladora RG 1.183.

Para el resto de accidentes con consecuencias radiológicas en el ES se ha verificado que el titular ha revisado los cálculos de dosis para tener en cuenta los coeficientes de dispersión atmosférica correspondientes al periodo meteorológico (1986-2012) y se ha realizado un análisis independiente para determinar la idoneidad de dichos resultados.

En el caso del transitorio de cierre de las válvulas de aislamiento de las tuberías de vapor principal (MSIV) el análisis considera además el cálculo de las dosis de acuerdo al vigente Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).

Adicionalmente, se ha analizado si el titular ha incluido las conclusiones del informe de evaluación de la propuesta de adaptación de la documentación oficial de CNC para el cumplimiento con los criterios de aceptación definidos en la Instrucción del Consejo IS 37 (CSN/IEV/AEIR/COF/1707/1189).

Por otra parte, el área AEIR ha revisado los cambios propuestos por el titular para la revisión del ES en coherencia con la modificación de las hipótesis de accidentes base de diseño objeto de la solicitud. Asimismo, ha realizado un chequeo de los cambios propuestos en las bases B3.1.6, B3.3.2.1, B3.9.6 y B.3.9.7 del documento de Bases de las ETFM de la central.

De la evaluación de los documentos de revisión de los análisis radiológicos para los diferentes accidentes (SPR-2019/038, SPR-2019/031, SPR-2019/037, SPR-2019/056 y SPR-2019/060) incluidos en la solicitud, y de la propuesta de las actualizaciones de las secciones, 11.3, 15.2.4, 15.4.9, 15.4.10, 15.6.2, 15.6.4, 15.6.5, 15.6.6, 15.7.1, 15.7.3 y 15.7.4 y la tabla 6.7.2 del ES, se pone de manifiesto que el titular ha modificado las siguientes hipótesis del análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño:

- El inventario del núcleo corresponde al del ciclo 15 incrementado en un 10% en lugar del 40% considerado actualmente.
- En el caso del accidente de caída de un elemento combustible (FUHA), las fracciones liberadas de cada varilla dañada se han tomado del PNNL-18212 "Update of Gap Release Fractions for Non-LOCA Events Utilizing the Revised ANS 5.4 Standard", Rev. 1 de junio de 2011. Estas fracciones son inferiores a las actualmente consideradas excepto para el Kr-85, sin embargo, son envoltentes de las especificadas en la tabla 3 de la RG 1.183.
- En el caso del accidente de caída de una barra de control (CRDA), el método de cálculo de las fracciones liberadas de cada varilla dañada ha sido modificado respecto al ES vigente también de acuerdo al documento PNNL-18212 Rev. 1, que propone como fracción total de liberación para el CRDA la suma de las fracciones de los productos de fisión presentes en el "Gap" de las varillas de combustible que pueden ser liberadas más la liberación debida al transitorio de aumento de potencia debido al aumento de reactividad. Esta segunda liberación es función del incremento de entalpia media radial ( $\Delta H$  en cal/g). Asimismo, el titular ha considerado la máxima entalpia del combustible de 230 cal/g (en el ES vigente, este valor es de 280 cal/g).
- Se ha considerado decaimiento radiactivo y contribución de los radionúclidos hijos que anteriormente no se tenía en cuenta. Esta contribución si está contemplada en la RG 1.183.

- Los factores de dispersión atmosférica para el Área de Exclusión y Zona de Baja Población se han modificado para actualizar el periodo de tiempo de los datos meteorológicos (1986-2012) y la distancia real desde la chimenea del sistema L05 (punto de emisión elevada) y la chimenea del P38 (punto de emisión a nivel del suelo) al límite de dichas zonas.
- El sistema de ventilación de la sala de control tiene dos tomas de aire, la toma normal y la toma alternativa. Los factores de dispersión atmosférica en estas tomas del capítulo 2.3 del ES no se han modificado, si bien en el análisis radiológico se han actualizado los valores de estos factores al periodo de tiempo 1986-2012 y se ha considerado que las dos tomas de dicho sistema, dependiendo del punto de emisión, pueden cumplir o no el criterio de toma dual especificado en la RG 1.194.

En las hipótesis de cálculo de los factores de dispersión y sólo en caso de que las tomas de aire de la sala de control estén en distinta ventana del viento respecto a los puntos emisores del término fuente del evento analizado, CNC considera un factor corrector 4 en dichos factores de dispersión. CNC ha excluido la aplicación de este factor corrector a los factores de dispersión correspondientes al primer intervalo temporal (0 - 2 h), para tener en cuenta el tiempo que tardaría el operador en los instantes iniciales del accidente en la realización de las actuaciones preliminares, incluyendo las correspondientes a la vigilancia radiológica de ambas tomas y la consecuente elección de la toma menos contaminada.

- Además, para el sistema de ventilación de la sala de control, CNC tiene en cuenta las distintas configuraciones operativas posibles en el alineamiento de las tomas de aire de la sala de control, de acuerdo con lo indicado en su procedimiento POS XG3 sobre el sistema de aire acondicionado de la sala de control, edición 16 de enero de 2019. Para los accidentes base de diseño modelados con la metodología de la RG 1.183 se han realizado dos análisis radiológicos con las posibilidades operativas del alineamiento de las tomas del sistema de ventilación de la sala de control (XG3):
  - Que la toma normal sea la alineada en el momento de ocurrencia del accidente, considerando que en el instante inicial del accidente el sistema de filtración de emergencia no está actuando.
  - Que la toma alternativa sea la alineada en el momento de ocurrencia del accidente. En este caso, y de acuerdo con el procedimiento POS XG3, en el instante inicial del accidente, y durante toda la duración de este, el sistema de filtración de emergencia está actuando, puesto que siempre que se alinee la toma alternativa, dicho sistema está en funcionamiento.

La evaluación del área AEIR ha analizado las modificaciones de hipótesis, dentro de su ámbito de competencias, contempladas por el titular para cada uno de los accidentes base de diseño, concluyendo que resultan aceptables. No han sido objeto de la evaluación del área AEIR la evaluación de los nuevos valores propuestos por el titular para el inventario del núcleo (ciclo 15 incrementado en un 10%), para los factores de dispersión atmosférica en el Área de Exclusión y en la Zona de Baja Población, para la entalpía máxima del combustible (230 cal/g) y para el número de varillas dañadas (50

varillas) en caso de orientación incorrecta de un elemento combustible, que han sido evaluadas por las otras áreas implicadas.

Asimismo, el área AEIR considera que la documentación presentada por CNC y la metodología utilizada para calcular las dosis al público en el área de exclusión y zona de baja población y a los operadores de sala de control para los accidentes base de diseño son aceptables.

No obstante, en relación con el accidente de orientación incorrecta de un elemento de combustible que CNC propone modificar, y si bien no cuestiona la aceptabilidad de la solicitud ya que el análisis independiente realizado por el área AEIR permite concluir que las dosis al público calculadas en el límite del Área de Exclusión y Zona de Baja Población así como a los operadores de la sala de control para el conjunto de accidentes analizados cumplen los criterios de aceptación, la evaluación del CSN considera que en la próxima revisión del ES se deberá revisar el análisis de las consecuencias radiológicas del mismo para considerar en el cálculo de la dosis en el límite del área de exclusión la actividad liberada en las primeras 48 horas del accidente en lugar de las 2 horas consideradas actualmente, y los factores de dispersión atmosférica correspondientes a una emisión a través de los ventiladores del edificio de turbina. Tal conclusión se ha obtenido en base a lo siguiente:

- Este accidente consiste en la carga de un elemento combustible orientado incorrectamente, o elemento rotado, y su posterior funcionamiento en el núcleo. Las consecuencias que conlleva durante la operación a potencia son la perforación de un pequeño número de varillas en dicho elemento que no se propaga a otras varillas ni a otros elementos combustibles. La liberación de los productos de fisión al refrigerante se detecta a través del sistema off-gas.
- En la revisión 53 de ES CNC analizaba las consecuencias radiológicas de este accidente usando el estudio NEDO-31400, aprobado por la USNRC, en el que se determinan las dosis al exterior para un accidente de caída de barra de control (CRDA), considerando distintos caminos de descarga. El término fuente usado para este cálculo está basado en el fallo de 850 varillas de combustible, lo que supone un término fuente de más de dos órdenes de magnitud que el peor caso posible de suceso de elemento rotado. De los casos estudiados del accidente CRDA la peor dosis al tiroides fue 4.3 rem y la dosis a todo el cuerpo de menos de 0.6 rem para plantas con el sistema off-gas, como es el caso de la central nuclear Cofrentes.
- A partir de la adaptación de la documentación oficial de CNC para el cumplimiento con los criterios de aceptación definidos en la IS 37 en relación con las consecuencias radiológicas de los sucesos base de diseño, este accidente se modificó en la revisión 54 del ES, de abril de 2018, para tener en cuenta el cambio de magnitudes a dosis efectiva, a partir del equivalente de dosis a tiroides y a cuerpo entero. Además, se modificaron la hipótesis del número de varillas dañadas, considerando que como resultado de este suceso fallan 50 varillas de combustible en lugar de las 850 indicadas en el NEDO-31400A.

- En la nueva propuesta de ES presentada por CNC, para obtener las dosis debidas a este suceso se corrige de manera proporcional el valor indicado por el factor de dispersión de la central para la chimenea del sistema L05 y el intervalo de tiempo de 0 a 2 horas para actualizar el periodo de tiempo de los datos meteorológicos (1986-2012). La evaluación no considera correcta esta hipótesis, ya que la emisión no se realiza por la chimenea del sistema L05 sino a través de los ventiladores del edificio de turbina.
- Además, CNC considera que el valor de la dosis así obtenido corresponde a la totalidad de la duración del suceso analizado, indicando que se considera que todo el término fuente originado como resultado de este suceso se libera al exterior en 2 horas. Esta hipótesis no se considera correcta puesto que los valores de dosis que proporciona el NEDO 31400A es la dosis recibida durante las 2 peores horas en el área de exclusión, y de acuerdo con la tabla 2 de actividad emitida al medioambiente para el accidente CRDA del NEDO 31400A, el término fuente se libera al exterior en un tiempo superior a las 2 horas.
- Este aspecto ya se puso de manifiesto en el informe de evaluación del área AEIR de ref. CSN/IEV/AEIR/COF/1707/1189, relativo al programa de adaptación a la IS 37 de la central nuclear Cofrentes. En las conclusiones del citado informe se indica que para los sucesos iniciadores de poca frecuencia (Categoría III) la propuesta de adaptación presentada por CNC no permite concluir que se cumpla el criterio establecido en la IS 37 ya que si bien las dosis en el límite del área de exclusión son inferiores a 10 mSv, éstas han sido calculadas durante dos horas en lugar de dos días (tiempo establecido en el PLABEN para el cálculo de la dosis evitada como consecuencia de la adopción de la medida de confinamiento), por lo que el titular debería revisar el cumplimiento con la IS 37 de los sucesos iniciadores de baja frecuencia teniendo en cuenta que el cálculo de la dosis en el exterior del emplazamiento se debe realizar durante los dos primeros días del accidente.

En relación a los cambios al ES, la evaluación realizada permite concluir que la metodología utilizada para calcular las dosis al público en el área de exclusión y zona de baja población y a los operadores de sala de control de la central nuclear Cofrentes, para los accidentes LOCA, FUHA, CRDA y SLBA, sigue las directrices establecidas en la RG 1.183, y en particular en sus apéndices A, B, C y D. La evaluación considera aceptables los cambios propuestos al ES.

Por otra parte, del análisis independiente realizado por el área AEIR de cálculo de dosis al público en el área de exclusión y zona de baja población y a los operadores de sala de control para el resto de los accidentes analizados en el ES, se observa que los resultados obtenidos muestran valores de dosis que concuerdan o son muy similares con los obtenidos por el titular, y que son inferiores a los criterios de aceptación especificados en las secciones 11.3 y 15.0.1 del Standard Review Plan de la USNRC, en la RG 1.183, en el criterio general de diseño 19 y en la IS 37.

En relación con la propuesta de cambio de las bases de las ETFM como consecuencia de la modificación de la fracción de liberación de las varillas dañadas y de la entalpía pico en el combustible, el área AEIR ha identificado que estos parámetros son los que se han utilizado en el análisis independiente, por lo que se considera aceptable.

### 3.3.2 Evaluación del área CITI

El alcance de la evaluación del área CITI se centra en verificar la metodología y los datos de entrada utilizados por el titular (nuevo periodo meteorológico de referencia empleado en los cálculos, 1986-2012) en la estimación de los coeficientes de dispersión atmosférica (difusión X/Q y deposición D/Q) que intervienen en los cálculos de dosis de los accidentes reevaluados que se detallan en el apartado 2.3 de la presente propuesta de dictamen.

El área CITI evaluó la solicitud de autorización SA 17/10 en su revisión 0 en la NET de referencia CSN/NET/CITI/COF/1802/384 (marzo de 2018), cuyo alcance se centró en verificar la metodología y los datos de entrada utilizados por el titular (nuevo periodo meteorológico de referencia empleado en los cálculos, 1986-2012) en la estimación de los coeficientes de dispersión atmosférica asociados al nuevo periodo meteorológico para el cálculo de dosis de los accidentes base de diseño con emisión al exterior.

La SA 17/10 Rev. 1 mantiene la propuesta de revisión de los factores de dispersión presentada en la anterior revisión de la solicitud (SA 17/10 Rev. 0). La evaluación ha comprobado que dicha propuesta de factores de dispersión, recogida en el informe del titular K96-5A438 Rev. 0 “Propuesta de modificación de las Secciones 2.3.4 y 2.3.5 del EFS por cambio de los coeficientes de difusión atmosférica” y evaluada ya como aceptable por el área CITI en la nota CSN/NET/CITI/COF/1706/376 (cuando se evaluó la solicitud nº 17/02 de modificación de hipótesis del accidente de manejo de combustible, que posteriormente se sustituyó por la solicitud SA 17/02, ver apartado Antecedentes), está contenida en su totalidad en la SA 17/10 Rev. 1, en su Anexo 6, “Hojas propuestas y marcadas del Estudio Final de Seguridad”.

El documento soporte del mencionado informe K96-5A438 es el “Cálculo de los Factores de Difusión Atmosférica para C.N. Cofrentes para el Periodo 1986-2012”, Rev. 1 de febrero de 2017, evaluado igualmente en la nota CSN/NET/CITI/COF/1706/376 y confirmada su evaluación aceptable en la nota CSN/NET/CITI/COF/1802/384. La Rev. 2 de dicho cálculo, de junio de 2017, que es referenciado en la SA 17/10 Rev. 1, la realizó el titular únicamente para corregir erratas y no afecta a ninguno de los resultados de dicho cálculo en la revisión 1.

En consecuencia, la evaluación ha verificado que siguen siendo aceptables, desde el punto de vista meteorológico, los factores de dispersión atmosférica presentados por el titular en la solicitud de modificación de las secciones del ES de CNC identificadas en el Anexo 6 de la solicitud SA 17/10 Rev. 1.

Adicionalmente, la evaluación ha comprobado que el titular emplea en los Anexos 1 al 5 de la solicitud SA 17/10 Rev. 1 los coeficientes de dispersión atmosférica asociados al nuevo periodo meteorológico de referencia (1986-2012). Estos coeficientes son usados por el titular como datos de partida en la revisión de los análisis radiológicos de los accidentes especificados, para el área de exclusión, la zona de baja población y la sala de control. Por la misma razón antes aducida, de que son coeficientes de dispersión atmosférica ya evaluados por el área CITI, la evaluación considera aceptable su uso como datos de entrada para los análisis radiológicos de los accidentes que realiza el titular.

En la revisión de análisis radiológicos mencionada, CNC ha tenido en cuenta las distintas configuraciones operativas posibles en el alineamiento de las tomas de aire de sala de control. De esa manera, para todos los accidentes base de diseño, se ha añadido la hipótesis de que la toma alineada en el momento de ocurrencia del accidente sea la toma alternativa.

Al respecto, en la nota NET/CITI/COF/1802/384 se comprobó que ya en la anterior SA 17/10 Rev. 0 los coeficientes de dispersión en sala de control se obtuvieron con el código ARCON96, aceptado por la USNRC, y de acuerdo con la RG 1.194. En la nueva revisión 1 de la solicitud esto se mantiene, pero, además, al añadir también la hipótesis de la toma alternativa de aire a sala de control, el titular ha considerado requisitos de la RG 1.194 para un sistema dual de tomas de aire exteriores, relacionados con la aplicabilidad en cada caso del uso de factores correctores a los factores de dispersión.

Dado que la metodología seguida por el titular sigue siendo adecuada, porque es la incluida en la RG 1.194, y que el titular ha aplicado, en su caso, factores de corrección sobre los factores de dispersión para la toma normal y alternativa correspondientes a los datos meteorológicos del periodo 1986-2012, ya evaluados como adecuados por el área CITI, la evaluación considera aceptables desde un punto de vista meteorológico los factores de dispersión en las tomas de sala de control que han sido empleados por el titular como datos de partida en las citadas revisiones de los análisis radiológicos.

Derivado del análisis de la geometría de los puntos emisores llevado a cabo por el titular durante el análisis de la aplicabilidad de los factores de corrección sobre los factores de dispersión atmosféricos en los distintos accidentes revisados, CNC ha incluido en el Anexo I de la solicitud una corrección a los factores de dispersión del accidente de caída de una barra de control (CRDA) para el área de exclusión y la zona de baja población, considerando una emisión a nivel de suelo. Al respecto, la evaluación ha comprobado los siguientes puntos:

- En esta corrección del titular, los factores de dispersión han sido determinados mediante los datos meteorológicos del periodo 1986-2012, datos de entrada que fueron ya evaluados y considerados aceptables en la nota NET/CITI/COF/1706/376.
- En la anterior revisión de la solicitud (SA 17/10 Rev. 0), la nota NET/CITI/COF/1802/384 comprobó que la metodología empleada por el titular en la determinación de los coeficientes de dispersión atmosférica en caso de accidente



fue la incluida en la RG 1.145 y el NUREG/CR-2858, con el código PAVAN, que está aceptado por la NRC. En la nueva revisión del accidente CRDA, la metodología no cambia y se emplea asimismo el código PAVAN. Sí ha modificado el titular la distancia considerada en el cálculo: en la anterior revisión se tenía en cuenta la distancia medida desde la chimenea del sistema de reserva de tratamiento de gases (P38), mientras que la distancia considerada en la nueva revisión se mide desde el borde del edificio de turbina, que es el edificio desde donde se produce la liberación. De esa manera se cumple con el apartado 1.2 de la RG 1.145, que establece que “para cada uno de los 16 sectores, la distancia para los cálculos de X/Q del límite del Área de Exclusión (AE) y el límite del Área de Baja Población (ZBP) debería ser, en el caso de emisiones a través de venteos o penetraciones de edificios, la distancia mínima desde el punto más cercano del edificio al límite del AE y al límite de ZBP en un sector de 45° centrado en la dirección de interés”.

Midiendo de esta manera, las distancias consideradas en el cálculo son de 615m y 3365m para el AE y la ZBP, respectivamente; mientras que en la anterior revisión eran de 750m y 3500m, respectivamente. Ello supone un incremento en el factor de dispersión determinado para el AE de un 51% frente a los valores actualmente contenidos en el ES, y un incremento comprendido entre 15.5% y 16.4%, según el intervalo temporal considerado, para la ZBP.

Dado que tanto los datos de entrada utilizados como la metodología aplicada por el titular resultan aceptables, la evaluación considera aceptable la corrección efectuada por el titular de los valores de X/Q, que ha sido empleada en el accidente de caída de una barra de control (CRDA) para el área de exclusión y zona de baja población.

Como último punto dentro del alcance de la evaluación de CITI, la solicitud SA 17/10 Rev. 1 incluye también la propuesta de revisión del transitorio de cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV) con metodología de cálculo de operación normal. En el análisis radiológico de este accidente el titular ha utilizado los coeficientes de dispersión y deposición máximos en el emplazamiento en operación normal por emisión a través del sistema de tratamiento de gases de la contención secundaria (P38) (indicados en la tabla II-10 del MCDE Rev. 33). Estos coeficientes ya fueron evaluados por el área CITI en la nota NET/CITI/COF/1802/384; en la cual, al evaluar la “Propuesta de modificación de las Secciones 2.3.4 y 2.3.5 del ES por cambio de los coeficientes de difusión atmosférica”, se consideraron aceptables los datos de entrada y la metodología aplicada por el titular en el cálculo de los factores de dispersión en operación normal, así como los factores de dispersión resultantes recogidos en dicha propuesta; los cuales son idénticos a los que figuran en la tabla 2.3-21a de la propuesta actual del titular, tabla incluida en el Anexo 6 del SA 17/10, Rev. 1. Por todo ello, la evaluación ha verificado que también resulta aceptable esta propuesta actual del titular.

### 3.3.3 Evaluación del área INNU

Los análisis de consecuencias radiológicas de accidentes base de diseño (ABD) con daño al núcleo cuyas hipótesis se han visto modificadas por la solicitud SA 17/10 Rev. 1 en temas que dependen del combustible, cuyos análisis son responsabilidad del área INNU, han sido los relativos al accidente de manejo de combustible (FUHA), pérdida de refrigerante del reactor (LOCA) y caída de barra de control (CRDA). Los nuevos análisis de estos tres sucesos han sido recopilados por parte de CNC, respectivamente, en los documentos SPR-2019/56, SPR-2019/037 y SPR-2019/38, incluidos como anexos en la solicitud.

La evaluación por parte del área INNU ha consistido en identificar, para cada uno de esos análisis, las hipótesis relacionadas con el combustible de partida que han variado y evaluar los cambios en las mismas para determinar si siguen siendo suficientemente conservadoras y pueden servir de punto de partida aceptable para los análisis de consecuencias radiológicas que se recogen en ellos. Se ha evaluado exclusivamente la adecuación de las hipótesis mencionadas sin entrar a considerar si las consecuencias que se derivan de ellas son aceptables, objeto de la evaluación por parte del área AEIR.

#### a) Análisis de LOCA

El titular ha revisado las consecuencias radiológicas del accidente de pérdida de refrigerante interior al recinto de contención incorporando las siguientes modificaciones respecto del análisis radiológico de este accidente actualmente aprobado y contenido en el ES (LOCA, sección 15.6.5.5).

Los análisis radiológicos vigentes de los accidentes base de diseño (ABD) con daño al núcleo de la central nuclear Cofrentes se han realizado aplicando la RG 1.183, basada en la metodología del Término Fuente Alternativo (TFA), que se recoge en el 10CFR 50.67.

En estos análisis se consideran unos valores para los parámetros dependientes del tipo de combustible y condiciones de operación que se pretende que sean envolventes tanto de las condiciones actuales como de las correspondientes a nuevos tipos de combustible que se pudieran utilizar en el futuro. Para determinar si las consecuencias radiológicas de dichos accidentes pueden verse afectadas, siempre que se carga en el núcleo del reactor un nuevo tipo de combustible se verifica el carácter envolvente de estos valores.

Para el LOCA, se ha modificado el término fuente envolvente considerado en el núcleo del reactor para el instante inicial del accidente, el cual afecta a los cálculos de todas las componentes de dosis de este accidente. El término fuente (TF) en el instante inicial del accidente es un parámetro dependiente del combustible que interviene en todos los análisis radiológicos de los ABD con daño al núcleo, tanto LOCA como FUHA y CRDA. El TF empleado en revisiones anteriores, así como en la vigente, de las consecuencias radiológicas del accidente LOCA fue el del ciclo 15 incrementado en un 40 %. Este TF del ciclo 15 se calculó, siguiendo la RG 1.183, con el código ORIGEN2.1 y se obtuvo como

una envolvente, isótopo a isótopo, del TF obtenido para un núcleo completo cargado con los diferentes tipos de combustibles que formaban parte del ciclo 15 y con diferentes supuestos de irradiación. Este término fuente no tuvo en cuenta ningún decaimiento radiactivo hasta el instante inicial del accidente (sección 3.1 de la RG 1.183).

En esta propuesta de revisión del análisis de LOCA, CNC ha modificado el TF envolvente utilizado para este accidente y ha adoptado también el término fuente del ciclo 15 pero incrementado solamente en un +10%, en vez del valor del +40% que se había utilizado en los análisis vigentes.

El área INNU considera aceptable esta reducción del valor del término fuente siempre que “las nuevas hipótesis continúen siendo suficientemente envolventes de los valores realistas con respecto al combustible cargado en el núcleo de la CN Cofrentes”.

La tabla con los valores para los diferentes isótopos se encuentra en el Anexo 1-2 del documento SPR-2019/037. Para comprobar que esta hipótesis nueva continúa siendo envolvente para los combustibles actuales, el titular recoge en su informe sobre el ciclo 23 una comparación doble del TF del ciclo 23 (actínidos y productos de fisión en el núcleo del reactor para los combustibles concretos que estarán presentes en el ciclo 23), tanto con la hipótesis anteriores como con las que soportan los nuevos análisis, apreciándose que el término fuente utilizado en la actual reevaluación es también envolvente del término fuente del ciclo 23 (se observa que, en promedio, el TF de los nuevos análisis es un 12% superior al del ciclo actual, con una mínima cobertura (isótopo para el que el resultado es más bajo) superior al 5%).

El titular también realizó este mismo análisis en detalle con respecto al núcleo del ciclo 22, como apoyo a la revisión 0 de la solicitud presentada en 2017, si bien en esta solicitud el TF modificado al que se alude es el del análisis de FUHA, pero es también el del ciclo 15 + 10%. De hecho, este TF es el mismo para los 3 análisis objeto del presente informe (LOCA, FUHA y CRDA). Una comparación realizada con el término fuente del ciclo 22, equivalente a la previamente mencionada para el ciclo 23, muestra que también para este ciclo el TF de los análisis supera en un 12% en promedio al del ciclo 22, con una cobertura mínima del 5%. El titular indica que, según su experiencia en los ciclos entre el 15 y el actual, el TF ha variado muy ligeramente, como estos dos últimos análisis corroboran.

A la vista de estos resultados, el área INNU considera aceptable el nuevo término fuente (ciclo 15 +10%) como hipótesis de partida para los análisis de consecuencias radiológicas del accidente LOCA recogidos en la solicitud SA 17/10 Rev. 1, dado que el nuevo porcentaje elegido permite mantener el carácter envolvente del término fuente utilizado en los análisis del accidente LOCA. Éste es el único parámetro dependiente del tipo de combustible que se modifica entre los utilizados en el análisis radiológico del accidente LOCA.

### **b) Análisis de caída de barra CRDA**

En el apartado 15.4.9.5.2 del ES vigente se detalla la metodología e hipótesis relacionadas con este accidente. Los parámetros o hipótesis modificados respecto a la edición actual del ES que tienen relación con el combustible son: el término fuente envolvente del núcleo y las fracciones de actividad liberadas de las varillas dañadas.

En el nuevo análisis propuesto, el titular ha modificado el término fuente envolvente en el combustible considerado en el cálculo respecto a la actual edición del ES, y ha adoptado como término fuente a utilizar en dichos análisis el correspondiente al ciclo 15 incrementado en un +10%, en lugar del +40 % utilizado en los cálculos vigentes del ES. Para la evaluación de esta propuesta, vale lo expuesto en el a) relativo al análisis de LOCA, puesto que se trata de la misma modificación. Las comparaciones con los ciclos 22 y 23 demuestran explícitamente la aplicabilidad de la nueva hipótesis a los ciclos más recientes. Por otro lado, para determinar si las consecuencias radiológicas de dichos accidentes pueden verse afectadas, siempre que se carga en el núcleo del reactor un nuevo tipo de combustible se verifica el carácter envolvente del término fuente.

Al igual que en el caso del LOCA, el área INNU considera aceptable esta reducción del valor del término fuente siempre que “las nuevas hipótesis continúen siendo suficientemente envolventes de los valores realistas con respecto al combustible cargado en el núcleo de la central”.

En cuanto a las fracciones de actividad liberadas por las varillas dañadas, éstas dependen del número de elementos combustibles que se postula que fallan ante un accidente de caída de barra (CRDA). En los actuales análisis se considera el fallo de 18 elementos combustibles. En este caso, la hipótesis sobre el número de elementos de combustible que fallan no se ha modificado respecto a la edición vigente del ES, por lo que se mantiene que el número de elementos que se ha considerado que fallan son 18 elementos de combustible equivalentes. Siempre que se carga en el núcleo del reactor un nuevo tipo de combustible se verifica el carácter envolvente de este valor, que se ha comprobado que está por encima del valor calculado para los combustibles presentes en los últimos ciclos (del 16 al 22 inclusive). Lo que sí se ha modificado con respecto a las fracciones liberadas de cada varilla dañada son las bases técnicas que soportan las fracciones de liberación y su metodología de cálculo, aspecto evaluado por el área AEIR.

En base a lo anterior, el área INNU considera aceptable el nuevo término fuente (ciclo 15 + 10%) como hipótesis de partida para los análisis de consecuencias radiológicas del accidente CRDA recogidos en la solicitud SA 17/10 Rev. 1, dado que el nuevo porcentaje elegido permite mantener el carácter envolvente de los análisis del accidente CRDA.

### **c) Análisis de manejo del combustible FUHA**

Con respecto al accidente de caída de un elemento de combustible (FUHA) recogido en las secciones 15.7.4.1.5 (caída en el edificio del combustible) y 15.7.4.2.4 (caída en el

edificio de contención) del ES vigente, el titular propone modificar el término fuente en el combustible considerado y las fracciones de liberación de radionúclidos de la varilla dañada, que se obtienen del documento PNNL-18212 Rev. 1 "Update of Gap Release Fractions for Non-LOCA Events Utilizing the Revised ANS 5.4 Standard", de junio 2011.

El término fuente para el FUHA utilizado en el presente análisis se obtiene incrementando el término fuente del ciclo 15 en un +10%, a diferencia de la edición vigente del ES, en la que se consideró un incremento del +40 %. Para evaluar esta propuesta, es válido todo lo dicho en el apartado a) con respecto al análisis de LOCA, ya que se trata de la misma hipótesis de partida para el TF.

Además, siempre que se carga en el núcleo del reactor un nuevo tipo de combustible se verifica el carácter envolvente del término fuente. Para la revisión 0 de la actual solicitud, el titular verificó esto para el ciclo 22, y lo ha vuelto a hacer para el actual ciclo 23, análogamente a lo indicado en el apartado a).

En cuanto al número de elementos de combustible que fallan, esta hipótesis no se ha modificado respecto a la edición vigente del ES, que contempla que fallan 2,00 elementos combustibles equivalentes para la caída en el edificio del combustible y 2,55 para la caída en el edificio de contención. Lo que sí se ha modificado con respecto a las fracciones liberadas de cada varilla dañada son las bases técnicas que soportan las fracciones de liberación y su metodología de cálculo, aspecto evaluado por el área AEIR.

En base a lo anterior, el área INNU considera aceptable el nuevo término fuente (ciclo 15 + 10%) como hipótesis de partida para los análisis de consecuencias radiológicas del accidente FUHA recogidos en la solicitud SA 17/10 Rev. 1, dado que el nuevo porcentaje elegido permite mantener el carácter envolvente de los análisis del accidente FUHA.

- **Hallazgos de evaluación: NO**
- **Deficiencias de evaluación: NO**
- **Discrepancias respecto de lo solicitado: NO**

#### **4. CONCLUSIONES Y ACCIONES**

Se propone informar favorablemente la solicitud de autorización de la modificación de diseño nº 17/10 Rev. 1 "Modificación de hipótesis de accidentes base de diseño", y la propuesta de cambio al Estudio de Seguridad asociada, de la central nuclear Cofrentes, con la siguiente condición:

- CNC debe incluir, en la próxima revisión preceptiva del ES, el análisis de las consecuencias radiológicas del accidente de orientación incorrecta de un elemento de combustible para considerar, en el cálculo de la dosis en el límite del área de exclusión, la actividad liberada en las primeras 48 horas del accidente en

lugar de las 2 horas consideradas actualmente, y los factores de dispersión atmosférica correspondientes a una emisión a través de los ventiladores del edificio de turbina.

**Enumeración de las conclusiones**

- 4.1. Aceptación de lo solicitado: SI**
- 4.2. Requerimientos del CSN: SI, de acuerdo con lo indicado en el apartado 4.**
- 4.3. Recomendaciones del CSN: NO**
- 4.4. Compromisos del Titular: NO**

**ANEXO I**

**ESCRITO AL MINISTERIO CSN/C/P/MITERD/COF/21/05**