Evaluación del nivel 2 del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó

CSN

Colección
Otros Documentos
26.2002

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Evaluación del nivel 2 del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Ascó

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Colección
Otros Documentos CSN
Referencia: ODE-04.16

© Copyright 2002. Consejo de Seguridad Nuclear

Publicado y distribuido por:
Consejo de Seguridad Nuclear
Justo Dorado, 11. 28040 - Madrid
http://www.csn.es
Peticiones@csn.es

Imprime:
ELECE, Industria Gráfica, S.L.
Depósito Legal: M. 20.042-2002

Índice

Introducción

I. El Análisis Probabilista de Seguridad de nivel 2 (IPE/APS) de la central nuclear de Ascó 11

I.1. Metodología empleada en el IPE 13
I.2. Metodología empleada en la evaluación independiente 16

II. Evaluación independiente del IPE/APS de la central nuclear de Ascó 23

II.1. Introducción 25
II.2. Objetivos de la evaluación 25
II.3. Interfase nivel 1/nivel 2 y estados de daño de la planta 26
II.4. Respuesta de la contención 27
II.5. Análisis de la progresión del accidente severo . 30
II.6. Términos fuente 31
II.7. Tratamiento de las incertidumbres 35
II.8. Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos 42

III. Conclusiones 45

IV. Referencias 51

V. Anexo 55

Carta del CSN a la central nuclear de Ascó comunicando los resultados de la evaluación. 57

Introducción

Introducción

Los APS de nivel 2 tienen como objetivo identificar las vulnerabilidades de las plantas frente a accidentes severos y estimar las liberaciones de productos radiactivos al exterior como consecuencia de la progresión de secuencias de accidente que dan lugar al daño del núcleo. La identificación de vulnerabilidades podría dar lugar a medidas relativas a modificaciones en el equipo y en los procedimientos para evitar y mitigar las posibles liberaciones al exterior.

Si bien, a pesar de que la probabilidad de ocurrencia de los accidentes severos es pequeña, la NRC requiere en 1988 a todas las plantas de Estados Unidos que se realice un análisis de los mismos, con el objetivo de conocer la vulnerabilidad de las plantas frente a este tipo de accidente y estimar las liberaciones al exterior. Este requisito fue transmitido mediante la carta genérica 88-20 (*Generic Letter 88-20*), y en ella se recogía el objeto y alcance de los estudios a realizar. Hay que hacer notar que el Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España, en su primera edición del año 1986, ya recogía la posibilidad de la realización de estos estudios, según fueran incrementándose los alcances de los estudios APS requeridos en España.

Con estos antecedentes, el CSN requiere en España el primer estudio IPE/APS nivel 2, siguiendo los requisitos de la carta genérica americana, y con el alcance reflejado en dicha carta. Con posterioridad, según iba aumentando el alcance de los APS, se han ido requiriendo los estudios de nivel 2 al resto de las plantas españolas.

Si bien el alcance y nivel de detalle de los estudios APS de nivel 2 requeridos, son los que se indican en la carta genérica 88-20, el CSN siempre ha puesto énfasis en que el nivel de detalle y la metodología reflejen el estado del arte del conocimiento sobre los accidentes severos, y este camino se ha seguido en las evaluaciones de los mismos. Las evaluaciones han tratado de reflejar los últimos conocimientos sobre los accidentes severos, así como caracterizar adecuadamente las incertidumbres sobre los mismos.

Son diversas las metodologías mediante las cuales se trata de analizar la progresión de los accidentes severos, siendo las más recomendables las que hacen el uso de árboles de sucesos de la contención, por su flexibilidad a la hora de conocer el impacto de posibles aplicaciones del nivel 1 o de cambios en la probabilidad de ocurrencia de los fenómenos de accidente severo sobre los modos de fallo de la contención y sobre las liberaciones al exterior.

Los estudios de nivel 2 parten de las secuencias, resultado del nivel 1, que conducen al daño del núcleo, a las que se incorpora la operatividad o no de los sistemas de la contención; posterior-

mente se agrupan según una serie de criterios que reflejan el comportamiento posterior de la progresión del accidente, obteniendo de esta forma estados de daño de la planta representativos de secuencias con daño al núcleo. Estos estados de daño de la planta son los iniciadores del nivel 2 que se propagan siguiendo el comportamiento de los fenómenos de accidente severo y la respuesta de los sistemas de la contención. Esta propagación se suele analizar mediante árboles de sucesos de la contención, cuyos cabeceros representan la probabilidad de los fenómenos, que son analizados mediante códigos integrados de accidente severo y sus probabilidades incluidas en el árbol de sucesos, que posteriormente es cuantificado a fin de conocer las diferentes probabilidades y modos de fallo de la contención.

Otras metodologías no emplean árboles de sucesos de la contención, analizando separadamente la probabilidad de los fenómenos para conocer la probabilidad de fallo de la contención en función de los fenómenos analizados. Los términos fuente o liberaciones al exterior son el resultado directo de los análisis con códigos integrados para cada estado de daño de la planta.

Uno de los productos de los estudios de nivel 2 es la matriz C o matriz de la contención, sus elementos dan las probabilidades de cada modo de fallo de la contención y de las categorías de liberación para cada estado de daño de la planta. Con ello, se puede ver con facilidad el efecto de cada secuencia de nivel 1 que conduce al daño del núcleo, sobre cada modo de fallo de la contención y sobre cada categoría de liberación.

Otro de los aspectos de interés en los estudios de APS de nivel 2 es el tratamiento de las incertidumbres asociadas a los fenómenos de los accidentes severos. Los amplios programas de investigación han conseguido cerrar temas de accidentes severos resolviendo, en gran parte, el desconocimiento que existía sobre los mismos. La mayor parte de los temas se han resuelto caracterizando las incertidumbres existentes basándose en programas experimentales; si bien, parte de los temas siguen siendo inciertos, el conocimiento de las incertidumbres sobre los mismos ha permitido resolver su impacto sobre la contención de las plantas y las liberaciones al exterior.

En los estudios de APS de nivel 2 se tratan las incertidumbres, principalmente, mediante análisis de sensibilidad, es decir observando el efecto que la variación de determinados parámetros de modelos de los códigos tienen en el modo de fallo de la contención y en el término fuente, y en parte en la asignación de diferentes probabilidades a los fenómenos en los árboles de sucesos de la contención, cuando ésta ha sido la metodología empleada.

Reconociendo las incertidumbres existentes en la fenomenología de los accidentes severos, la evaluación independiente lleva a cabo un tratamiento riguroso de las incertidumbres de la fenomenología obteniendo unos resultados con incertidumbres cuyos rangos se van a comparar con los resul-

tados «puntuales» del IPE. De esta comparación surgirán las conclusiones relativas a la aceptabilidad de los estudios realizados en el IPE.

La metodología empleada en el tratamiento de las incertidumbres en la evaluación independiente ha sido la siguiente:

- Se cuantifica el APET (Accident Progression Event Tree) para cada estado de daño de la planta (EDP).

- Las probabilidades de cada rama del árbol se cuantifican fuera de la estructura del APET, manteniendo todas las incertidumbres más importantes dentro de la estructura del árbol.

- Se determinan las fracciones de las ramas del árbol mediante las siguientes técnicas de cuantificación.

  a) Métodos del umbral probabilista,

  b) Método integral resultante de la interferencia cargas-resistencia. Este método integral es el usual para conocer las probabilidades de fallo de la contención.

- La metodología indicada en el punto anterior permite que casi todos los fenómenos estén incluidos en el APET para poder tratar sus incertidumbres.

El análisis de las incertidumbres asociadas a las estimaciones numéricas es esencial para establecer adecuadamente los márgenes de seguridad. La evaluación de las incertidumbres asociadas a los resultados soporta la credibilidad de los mismos y sirve para el establecimiento de prioridades de otros análisis.

I. El Análisis Probabilista de Seguridad de nivel 2 (IPE/APS) de la central nuclear de Ascó

I. El Análisis Probabilista de Seguridad de nivel 2 (IPE/APS) de la central nuclear de Ascó

El CSN aprobó el APS de nivel 1 de la central nuclear de Ascó mediante la carta CSN/3.175 del 11 de abril de 1997, mencionándose en dicha carta la ampliación futura del alcance requerido, con lo que la central comenzó a desarrollar los trabajos correspondientes al análisis del comportamiento de la contención, cuyo estudio remitió al CSN en marzo de 1999 [1].

I.1. Metodología empleada en el Individual Plant Examination (IPE)

I.1.1. Objetivos

Los objetivos del estudio IPE nivel 2 de la central nuclear de Ascó, recogidos en el informe son:

- Identificación de las secuencias de sucesos que con mayor probabilidad podrían dar lugar a descargas radiactivas importantes al exterior de la central.
- Estimación de la frecuencia de liberaciones de gran magnitud a corto plazo al exterior («Large Early Release Frequency», LERF).
- Identificación de potenciales vulnerabilidades de la planta para hacer frente a las secuencias identificadas en los puntos anteriores.
- Identificación de posibles mejoras, si fueran necesarias, en el diseño, procedimientos o prácticas de operación, que permitan reducir dichas vulnerabilidades.
- Disponer en el futuro de un modelo de la central y de unas técnicas analíticas susceptibles de ser utilizadas para diferentes aplicaciones y en toma de decisiones sobre aspectos de operación o requisitos de licenciamiento.

I.1.2. Interfase APS nivel 1/Análisis de la contención y estados de daño de la planta

Partiendo de las secuencias de daño al núcleo definidas en el nivel 1, se incluyen los sistemas/acciones cuyo funcionamiento no incluye la ocurrencia o no de daño al núcleo, pero sí la posterior evolución del accidente y el comportamiento de la contención (por ejemplo: sistema de aspersión de la contención, recuperación de la energía eléctrica exterior después de daño al núcleo, sistema de

inyección de seguridad a baja presión en secuencias de alta presión, etc.). De esta forma se obtienen árboles ampliados del nivel 1, cuyas secuencias se agrupan en estados de daño de la planta (EDP).

Cada estado de daño de la planta agrupa las secuencias con características similares en cuanto a la progresión del accidente severo, el comportamiento de la contención y la definición de términos fuente. Para esta agrupación se emplea como herramienta el diagrama lógico de agrupamiento, que es un árbol cuyos cabeceros son los parámetros de agrupamiento y las ramas representan los diversos estados de daño de la planta.

Los criterios de agrupamiento considerados en el IPE son: estado de derivación de la contención, estado de aislamiento de la contención, tipo de suceso iniciador, estado de la corriente alterna, recuperación de la corriente alterna, estado de la extracción de calor a través de los generadores de vapor, presión del sistema del refrigerante del reactor durante el daño al núcleo, estado de la recirculación a baja presión, agua en la cavidad del reactor, estado de la refrigeración de la contención, estado del aislamiento, y estado de la rotura del generador de vapor.

En función de las características de la secuencia ampliada se progresa por una de las posibles alternativas de cada uno de los cabeceros del diagrama lógico de agrupamiento hasta llegar al punto final en el que se le asigna el número de estado de daño de la planta (EDP) correspondiente.

Las frecuencias de los estados de daño de la planta son la suma algebraica de las frecuencias de todas las secuencias de nivel 1, ampliadas por los árboles de sucesos ampliados y por los árboles de los sistemas de la contención, cuya consecuencia sea un mismo estado de daño de la planta. Estas secuencias ampliadas se cuantifican con código Risk Spectrum empleándose un límite de truncación para todos los inicadores igual 1.0E-8/año.

I.1.3. Análisis de la respuesta de la contención y árboles de sucesos de la contención

Una vez clasificadas todas las secuencias de los árboles de sucesos ampliados en sus correspondientes estados de daño de la planta se lleva a cabo el análisis de la contención.

Para cada uno de los estados de daño de la planta y en función de sus características se determinan sus posibles secuencias de progresión de accidente asociadas con sus probabilidades correspondientes. Para definir estas secuencias de progresión del accidente se emplea el árbol de sucesos de la contención (CET).

En los cabeceros del árbol de sucesos de la contención, se recogen únicamente los fenómenos más importantes que pueden conducir a situaciones significativamente diferenciadas en cuanto a:

1. Momento de fallo de la contención.
2. Modo de fallo de la contención.
3. Liberaciones al exterior.

Para determinar cuál o cuáles de las posibles salidas de cada cabecero del árbol de la contención son las correctas para definir las secuencias de la progresión del accidente asociadas a cada estado de daño de la planta, se utilizan los árboles de descomposición de sucesos (DET). Existe un árbol de descomposición de sucesos (DET) para cada cabecero del árbol de la contención (CET). El cabecero final de cada árbol de descomposición (DET) coincide con el cabecero del árbol de contención al que aplica. Los sucesos intermedios del árbol de descomposición deben poder ser cuantificados con los análisis y datos disponibles. Se tienen en cuenta las dependencias de cada suceso con las características del estado de daño de la planta evaluada y con los cabeceros del árbol de contención anteriores.

En el último cabecero del árbol de la contención se evalúa si se produce o no el fallo de la contención en las distintas secuencias de progresión del accidente asociadas a cada uno de los estados de daño de la planta.

Finalmente se comparan las cargas de presión y temperatura asociadas a las secuencias de progresión del accidente con los resultados obtenidos en el análisis de fiabilidad estructural de la contención para determinar si pueden conducir o no al fallo de la contención.

I.1.4. Categorías de liberación

Una vez determinadas todas las posibles secuencias de progresión del accidente correspondientes a cada estado de daño de la planta, se procede a su agrupamiento en categorías de liberación. Dentro de cada categoría de liberación se engloban aquellas secuencias de progresión del accidente que son similares en cuanto a las características de los términos fuente. Para dicho agrupamiento se utiliza un diagrama lógico de agrupamiento en categorías de liberación.

El agrupamiento de las secuencias de progresión del accidente de los árboles de la contención (CET) en categorías de liberación se realiza automáticamente con el código Risk Spectrum, mediante reglas similares a las empleadas en el diagrama lógico de agrupamiento en estados de daño de la planta. Posteriormente se estiman los términos fuente asociados a cada una de ellas mediante cálculos con el código MAAP de las secuencias representativas de cada categoría de liberación.

I.1.5. Análisis de sensibilidad

Los análisis de sensibilidad evalúan los aspectos del análisis que tienen mayor influencia en los resultados, con el fin de lograr un mayor conocimiento de los fenómenos involucrados. Mediante un cambio en la probabilidad de un suceso del árbol de contención (o de los árboles desarrollados) se evalúan los cambios en los resultados globales.

I.2. Metodología empleada en la evaluación independiente

I.2.1. Objetivos y alcance

El objetivo de la revisión y evaluación independiente del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de nivel 2 es identificar las liberaciones radiactivas y vulnerabilidades de la planta frente a los accidentes severos. La evaluación incluye:

a) Un proceso de revisión preliminar dirigido a comentar aquellos aspectos más importantes que requieran aclaraciones o información adicional por parte del titular.

b) Un proceso de revisión detallado con objeto de determinar los aspectos más significativos del APS que puedan ser de utilidad en las decisiones del CSN.

I.2.1.1. Criterios de aceptación

En los estudios de APS de nivel 2, debido a la naturaleza de los mismos, no es posible definir criterios de aceptación numéricos y cuantitativos de la misma forma que se hace en la evaluación de estudios relacionados con la licencia donde se deben cumplir requisitos deterministas como parte del diseño de la planta. Por ese motivo, las evaluaciones de los IPE/APS de nivel 2 deben basarse en evaluaciones cualitativas conforme al estado del arte de los conocimientos sobre el comportamiento de la progresión del núcleo fundido y de la liberación y transporte de los radionucleidos. En la evaluación debe enfatizarse en el proceso llevado a cabo en la realización del IPE/APS para identificar las vulnerabilidades de la planta frente a los accidentes severos, más que en los resultados numéricos. Por otra parte, la calidad de los resultados numéricos será un determinante importante para poder considerar los modelos del IPE/APS como adecuados para futuras aplicaciones, y para su uso en las evaluaciones de seguridad y de mejora de procedimientos. Así, se presta especial atención a los procedimientos de gestión de accidentes severos como métodos para prevenir y/o mitigar accidentes severos y liberaciones radiactivas.

I.2.2. Evaluación preliminar

I.2.2.1. Revisión del alcance del APS frente al requisito del CSN

Se revisa el alcance global del estudio a fin de determinar su adecuación con la carta de petición de realización del APS remitida por el CSN.

Se revisará la documentación suministrada por el titular en cuanto a:

- Contenido y alcance.
- Completitud.
- Claridad y transparencia.
- Presentación de los resultados, y análisis que los soportan.

I.2.2.2. Revisión del diseño de la contención y demás características operacionales de la planta

Se revisan todos aquellos aspectos relativos al diseño y a las características operacionales de la planta que puedan ser importantes en la progresión o mitigación de los accidentes severos. Se identifican todas aquellas diferencias y similitudes relativas al diseño con otras plantas españolas y extranjeras sobre las cuales se han llevado a cabo estudios de APS. En esta etapa de revisión se identifican también aquellas características del diseño «específicas» de la planta y que pueden afectar al comportamiento de los accidentes severos.

Se verifica si existen diferencias entre el diseño y la construcción frente al Informe Final de Seguridad (IFS), y en tal caso se solicita información adicional. Se examina en detalle el uso de escalados de resultados de análisis de otros estudios, teniendo en cuenta las características específicas del diseño de la planta.

I.2.2.3. Revisión de los análisis

I.2.2.3.1. Interfase nivel 1/nivel 2

En la mayoría de los APS de nivel 2, las secuencias del nivel 1 que conducen al daño del núcleo se agrupan en clases o estados de daño de la planta (EDP), las cuales tienen características similares frente a los accidentes severos y la respuesta de la contención.

Se revisa en detalle este proceso de agrupamiento de secuencias en EDP a fin de determinar si la clasificación se ha hecho adecuadamente, y con objeto de asegurar que las secuencias importantes de daño al núcleo no han sido agrupadas en otros EDP, lo que podría enmascarar características específicas de la planta y la respuesta de la contención. Se identifica el cribado inadecuado de las secuencias de nivel 1 debido a valores de corte incorrectos.

La revisión evalúa, así mismo, la selección de los atributos relativos a la planta y a las características de la contención de los EDP realizados en el IPE/APS.

I.2.2.3.2. Análisis de los fenómenos de accidente severo y de la contención

A continuación se detallan las etapas de la revisión de los análisis de la fenomenología de accidente severo y de la contención:

1. Identificación de los temas de accidente severo y de contención aplicables.

2. Identificación y revisión de la metodología de evaluación de la probabilidad de fallo de la contención (empleo de métodos tradicionales de árboles de sucesos/árboles de fallo, o de métodos alternativos).

3. Identificación de los «tiempos de misión» empleados en los análisis, y comprobación de que la selección de los tiempos de misión es razonable con respecto a la evolución del comportamiento del accidente severo y a las características de fallo de la contención. Específicamente, se revisa la no exclusión de modos importantes de fallo de la contención debido a una selección inadecuada de tiempos de misión cortos.

4. Revisión de la curva de fragilidad de la contención (considerando el impacto de las cargas de presión y de temperatura).

5. Revisión del proceso de descomposición de los fenómenos de accidente severo, de las bases técnicas para la cuantificación de sus incertidumbres en las cargas sobre la contención, y de la determinación de los modos de fallo y de las probabilidades condicionadas de fallo de la contención.

6. Revisión de los códigos de accidente severo empleados en el IPE/APS, incluyendo la versión usada y las modificaciones introducidas en el código sobre características específicas de la planta.

7. Revisión de los casos (estados de daño de la planta) seleccionados para los análisis.

8. Revisión de la consistencia del comportamiento calculado con el comportamiento esperado de índices de mérito (por ejemplo, generación de hidrógeno, tiempo de rotura de la vasija, presión en contención, etc.).

9. Revisión del uso de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE's), y de cualquier guía de Gestión de Accidentes Severos empleados en el IPE/APS, incluyendo las acciones de recuperación manuales o automáticas a las que se las ha dado crédito.

10. Revisión de las acciones a las que se ha dado crédito.

11. Identificación de la medida en la que ha sido analizada la variabilidad de los resultados de los accidentes severos mediante análisis o estudios de sensibilidad o de incertidumbre.

12. Revisión de los modos de fallo de la contención seleccionados y de los grupos de liberación de productos de fisión.

13. Revisión de las probabilidades condicionadas de fallo de la contención asociadas a los modos de fallo de la contención/liberaciones, para cada estado de daño de la planta (es decir, la llamada matriz de la contención).

14. Identificación de los modos de fallo de la contención más dominantes (en términos de probabilidad condicionada), especialmente los relativos al aislamiento de la contención, derivación de la contención y fallo temprano de la contención por sobrepresión o sobretemperatura.

15. Comparación de los resultados con los de otros IPE/APS, a fin de establecer una aceptabilidad cualitativa de los resultados finales.

16. Preparación de cuestiones al titular de la planta (agenda) basadas en la revisión preliminar.

I.2.2.3.3. Análisis de la liberación y transporte de los productos radiactivos

La revisión de la liberación y transporte de los productos radiactivos (términos fuente) incluye las siguientes etapas.

1. Comprobación de la clasificación de radionucleidos en grupos radiológicos en cuanto a su consistencia con las propiedades químicas y termodinámicas de los radionucleidos.

2. Comprobación de que las liberaciones calculadas son consistentes con las esperadas (es decir: liberación completa de los gases nobles, I y Cs, liberación incompleta del Te (relacionado con la extensión de la oxidación), liberaciones inferiores de los grupos semivolátiles (Mo/Sr), y liberaciones insignificantes de los grupos altamente refractarios (La, Ru y Ce).

3. Comprobación de que el nivel de retención y de descontaminación que se ha dado crédito en los análisis es consistente con el proceso de la progresión del accidente, con los caminos de liberación identificados desde el sistema primario hasta la contención (en el caso de que no haya *bypass*), y a través de la contención hasta el exterior. Aquí se incluye la descontaminación debida a los sistemas de salvaguardias (por ejemplo, rociado) si los hubiera.

4. Revisión de la asignación de los términos fuente a los modos de fallo de la contención, y de la consistencia de las asignaciones con las definiciones de clases de liberación de la contención.

5. Comparación de los términos fuente calculados con los resultados de otros IPE/APS a fin de determinar la aceptabilidad cualitativa de los resultados.

6. Preparación de las cuestiones (agenda) al titular de la planta basadas en la revisión preliminar.

I.2.3. Evaluación detallada

Esta parte de la revisión trata de la evaluación detallada del modelo del APS nivel 2 mediante análisis detallado y cálculos. Se tratan a continuación las etapas de la evaluación.

I.2.3.1. Interfase nivel 1/nivel 2

A partir de la revisión preliminar del IPE/APS discutido en el capítulo 2, se realizan las siguientes tareas:

1. Aceptación del proceso de clasificación de los estados de daño de la planta, y si fuera necesario, reclasificación de los EDP en otros alternativos.

2. Definición de los atributos de los EDP, y determinación de las frecuencias asociadas con cada EDP.

3. Obtención de las frecuencias de los EDP e identificación de los EDP más importantes con respecto a la contribución a la frecuencia de daño del núcleo, así como frente a la respuesta de la contención.

I.2.3.2. Análisis probabilista de los accidentes severos

Esta tarea incluye la evaluación cuantitativa del comportamiento del accidente severo y de las cargas a la contención empleando las herramientas o códigos apropiados. Por otra parte, los resultados de esta tarea serán la base de un modelo de APS vivo que puede emplearse para evaluar las implicaciones que tengan en la planta las aplicaciones y modificaciones que puedan llevarse a cabo en el futuro.

Como parte de esta evaluación detallada se llevan a cabo las siguientes actividades:

1. Selección de un número apropiado de EDP sobre los que se realizan cálculos de detalle empleando un código integrado de accidente severo a ser posible diferente del empleado en el estudio IPE/APS (por ejemplo, MELCOR).

2. Análisis y documentación de indicadores de mérito de las características del escenario del accidente y comparación con los resultados de las estimaciones del IPE/APS. La selección de las variables más importantes es específica del escenario y de la planta. Estas variables deben revelar el comportamiento del accidente severo de manera que los cálculos resultantes puedan ser empleados para desarrollar distribuciones de incertidumbres adecuadas para el análisis de cargas a la contención debidas al accidente severo. Identificación de los temas de accidente severo más importantes que deben ser cuantificados.

3. Cuantificación de las incertidumbres en las cargas calculadas mediante un proceso transparente basado en la descomposición del fenómeno. La descomposición se hace con el suficiente nivel de detalle, empleando para la cuantificación y para los análisis la información experimental y de soporte disponible.

4. Cuantificación probabilista de los temas relevantes con referencia a los análisis realizados por el titular, y justificación del empleo de valores alternativos de probabilidades subjetivas. Se hace especial énfasis en el proceso más que en los valores numéricos.

5. Se emplean los resultados de los estudios de sensibilidad y paramétricos para el desarrollo base de la evaluación.

6. El término fuente y las liberaciones radiactivas están sometidos a un alto grado de incertidumbre. La base y las fuentes de varias incertidumbres de los fenómenos a veces no están claramente establecidas y sólo pueden cuantificarse mediante juicios ingenieriles, reconociendo que las bases técnicas están en evolución y pueden estar sometidas a cambios; en cualquier caso incluso con estas limitaciones es mejor intentar cuantificar las incertidumbres que basarse en valores de estimaciones puntuales. Esta es un área donde dichas incertidumbres pueden cubrirse mediante una adecuada implantación de guías de gestión de accidentes severos.

7. Se propagan los resultados de los análisis a lo largo del modelo integrado de evaluación.

8. Se resumen las medidas de riesgo apropiadas en forma de funciones de distribución acumulada complementaria (CCDF) para:

   - Las liberaciones radiactivas (en particular para los productos volátiles).
   - Actividades de las liberaciones.

   Además se representan en tablas las probabilidades condicionadas de los modos de fallo.

9. Se comparan los resultados de la evaluación con los del IPE/APS en función de las hipótesis efectuadas, a fin de tener una perspectiva completa sobre las vulnerabilidades del accidente severo. Se identifican y discuten las inconsistencias en el proceso del estudio realizado por el titular incluyendo, si fuese necesario la no identificación por el titular del comportamiento del accidente severo, que pueda tener implicaciones significativas.

I.3.3.2. Evaluación del impacto en el riesgo de las guías SAM

Se emplea el modelo de la evaluación para estimar el impacto en el riesgo de varias estrategias de Gestión de Accidentes Severos. Este proceso no significa una evaluación completa de la implantación de las SAMG, el cual se llevará a cabo a través de otro proceso de regulación; en su lugar esta evaluación debe ser capaz de mostrar mediante un simple estudio de sensibilidad las guías SAM más significativas, cuando sean implantadas específicamente en la planta.

II. Evaluación independiente del IPE/APS de la central nuclear de Ascó

II. Evaluación independiente del IPE/APS de la central nuclear de Ascó

II.1. Introducción

El nivel 2 del APS de la central nuclear de Ascó (IPE) fue remitido al CSN en 1999. Este estudio se enmarca dentro de los análisis de APS contemplados en el Programa Integrado de Realización y Aplicaciones de los APS en España.

Con objeto de: 1) cumplir con el requerimiento del Consejo del 29 de enero de 1997 relativo a la planificación para llevar a cabo las tareas que faltan para completar las evaluaciones de los APS, 2) disponer de una perspectiva externa al CSN sobre prácticas empleadas en otros países y, 3) utilizar la experiencia adquirida para mejorar los procesos de evaluación del personal del CSN, se aprobó contratar los servicios de la empresa ERI Consulting para que asesore al CSN en la evaluación del APS de nivel 2 de la central nuclear de Ascó.

A lo largo del proceso de evaluación, se emiten comentarios [2] [3] al informe IPE de la central nuclear de Ascó, cuyas respuestas son remitidas al CSN [4] [5] para su valoración.

El informe borrador para comentarios de la evaluación elaborado por ERI es revisado y comentado por los técnicos del CSN. Los resultados de este informe preliminar son presentados a los responsables de la central nuclear de Ascó, discutiéndose aspectos relativos a las hipótesis empleadas y a la consideración de la fenomenología de los accidentes severos.

Tras incorporarse los comentarios, se emite el informe final de la evaluación (Anexo 1). Este informe es la base principal de las conclusiones relativas a la evaluación del IPE de la central nuclear de Ascó.

El informe de evaluación y su metodología servirá como herramienta para la toma de decisiones relacionadas con el nivel 2 e informadas por el riesgo.

II.2. Objetivos de la evaluación

Dentro del marco del Programa Integrado de Realización y Aplicación de los APS en España, central nuclear de Ascó ha remitido al CSN su estudio de nivel 2 del APS (IPE).

La evaluación de este estudio es tarea de la Dirección Técnica del CSN, para lo cual elige el método de evaluación independiente frente a otros métodos como pueden ser la revisión de los análisis realizados. La evaluación independiente tiene varias ventajas, entre otras la de emplear otra

metodología y códigos de cálculo, además de un tratamiento de las incertidumbres de los fenómenos más allá del realizado en el IPE. Esta aproximación tiene como fin capturar las potenciales vulnerabilidades de la planta frente a accidentes severos, objetivo del estudio IPE y del nivel 2 del APS. Reconociendo las incertidumbres existentes en la fenomenología de los accidentes severos, la evaluación independiente lleva a cabo un tratamiento riguroso de las incertidumbres de la fenomenología obteniendo unos resultados con incertidumbres cuyos rangos se van a comparar con los resultados «puntuales» del IPE de la central nuclear de Ascó. De esta comparación surgirán las conclusiones relativas a la aceptabilidad de los estudios realizados en el IPE de la central nuclear de Ascó.

Por otra parte, se evalúa el IPE de la central nuclear de Ascó en cuanto al alcance, completitud, claridad y presentación de los resultados más importantes.

Se analizan probabilísticamente los accidentes severos a través de una evaluación cuantitativa, metodología que sirve para identificar aquellos aspectos del IPE que no hayan sido tratados adecuadamente y que puedan significar una vulnerabilidad para la planta.

La metodología de evaluación independiente sirve para identificar inconsistencias en el estudio IPE, que son discutidas con los responsables de la central nuclear de Ascó.

II.3. Interfase nivel 1/nivel 2 y estados de daño de la planta

A la hora de analizar el comportamiento de la planta frente al accidente severo, objetivo del nivel 2, es muy importante recoger adecuadamente toda la información del nivel 1 que va a ser el punto de partida y condiciones de contorno e iniciales para el análisis del nivel 2.

En este sentido, se han analizado las secuencias y agrupación de secuencias suministradas por el estudio IPE.

En el nivel 2 de la central nuclear de Ascó la agrupación de las secuencias de nivel 1 que conducen al daño ha dado lugar a 36 estados de daño de la planta (EDP) una vez truncadas (10^{-8}). A partir de estos EDP, se han seleccionado las secuencias representativas para analizar la progresión del accidente. Esta selección se ha basado en elegir la secuencia dominante, siendo ésta la que contribuye con su frecuencia de forma apreciable a la frecuencia total asignada al EDP. En el caso de que no exista ninguna secuencia dominante se ha considerado el tiempo en el que se produce el daño al núcleo, seleccionando aquella secuencia en la que se produce el daño más tempranamente.

En la evaluación independiente se han considerado los EDP de Ascó, los cuales a su vez se han agrupado con criterios similares a los empleados en el nivel 2, obteniéndose 23 EDP más otros 9 que corresponden a escenarios de fallo de aislamiento de la contención y de derivación de la conten-

ción. Considerando que las incertidumbres en la funcionalidad de los sistemas de la contención es inferior a las incertidumbres relativas a los iniciadores y a la progresión del accidente, se ha simplificado el número de EDP, agrupando los EDP resultantes, pero manteniendo las características más importantes de la progresión del accidente severo, obteniéndose así 9 EDP más otros 8 correspondientes a las secuencias de derivación de la contención o de fallo de aislamiento de la contención.

De estos 9 estados de daño de la planta se han seleccionado las secuencias más representativas que posteriormente se analizan en el nivel 2 con el código MELCOR.

II.4. Respuesta de la contención

El análisis de la contención es necesario para estudiar el comportamiento de la misma frente a los accidentes severos, y en el caso de la central nuclear de Ascó se ha realizado el «Análisis de la capacidad última de contención» [6], y el «Análisis de la Fiabilidad Estructural» [7], los cuales han sido evaluados por el CSN en el «Informe de evaluación de los análisis de la capacidad última y fiabilidad estructural de la contención de la central nuclear de Ascó» [8].

En la evaluación se han considerado las cargas resultantes del accidente severo y se han evaluado los fenómenos de accidente severo más importantes.

Las explosiones de vapor dentro de la vasija han sido consideradas en la central nuclear de Ascó a partir de análisis llevados a cabo en plantas similares. Los estudios realizados en otras plantas han considerado las características específicas de las mismas dando lugar a que la probabilidad de fallo de la contención debido a explosiones de vapor dentro de la vasija es muy improbable. Para el caso de la central nuclear de Ascó se han considerado valores puntuales para la probabilidad condicionada de fallo de la contención debida a explosiones de vapor dentro de la vasija de 10^{-4} en escenarios de alta presión y 5×10^{-4} para los escenarios de baja presión.

Se han analizado con el código MELCOR 1.8.4 las *cargas debidas a la descarga del primario y a los gases no condensables* para varios escenarios representativos. La presurización de la contención es muy lenta y la fracción de vapor relativamente baja. En los escenarios analizados no se alcanza la presión de fallo hasta aproximadamente 100 horas tras el inicio del accidente debido a que la combinación del vapor presente y la generación de dióxido de carbono hace que la atmósfera permanezca inerte hasta las 40 ó 50 horas. En el caso de LOCA pequeño se observa que MAAP da resultados diferentes prediciendo una presurización más rápida, con lo que se alcanza el fallo de la contención a las 55 horas aproximadamente. Estas diferentes predicciones entre los códigos MAAP y MELCOR con respecto a la evolución de la presión en la contención no han sido resueltas, si bien hay que tener

en cuenta que Ascó presenta características específicas diferentes de otras plantas similares como es el caso de Vandellós. Esta característica específica se refiere al confinamiento de la cavidad, con pequeñas áreas de paso al resto de compartimentos de la contención, lo que da lugar a que una gran cantidad de calor sea absorbida por las estructuras de la cavidad antes de escapar a los volúmenes de la contención. Por otra parte, la primera transferencia de calor desde la cavidad se dirige a la cúpula de la contención en lugar de pasar a los compartimentos inferiores donde se encuentra el agua descargada desde el primario, por lo que la transferencia de calor desde el núcleo fundido al líquido es pequeña, causando que la fracción de vapor sea baja y como consecuencia la presurización de la contención.

En los casos analizados no se ha empleado el modelo de combustión de MELCOR, y la presurización de la contención es gradual llegando el fallo de la misma aproximadamente en 100 horas. Por el contrario, si se emplea el modelo de combustión, la contención rompería 20 horas antes, así pues la combustión del hidrógeno y del dióxido de carbono parecen tener un efecto importante en la tasa de presurización de la contención.

Este diferente comportamiento de los códigos ha dado lugar a la realización de estudios de sensibilidad con el código MELCOR, a fin de conocer qué aspectos de los modelos de los códigos influyen en el diferente comportamiento de la progresión del accidente.

Estos estudios de sensibilidad suponen la contención inerte cuando no están operables las salvaguardias de la contención, si bien estas situaciones contribuyen poco a la frecuencia del daño del núcleo y hace que la reducción de las posibles combustiones sea pequeña.

Las *cargas debidas al Calentamiento Directo de la Contención (DCH)* se han analizado para transitorios y LOCAS pequeños, escenarios en los que la presión en el primario alcanza valores por encima de los 10 bars-abs. El tema del DCH ha sido analizado y resuelto para las plantas tipo Westinghouse, y en especial para Surry y Zion. El modelo empleado para su resolución en las plantas tipo Westinghouse ha sido el modelo de equilibrio de dos celdas (TCE), y el mismo ha sido empleado para Ascó, considerando las diferencias geométricas entre Surry y Ascó. Mediante este modelo se han obtenido las distribuciones de presión en la contención con sus incertidumbres asociadas.

La principal diferencia en las geometrías de Ascó y Surry consiste en que la cavidad de Ascó está confinada y no tiene comunicación con el compartimento inferior, existiendo una comunicación de la misma con el compartimento superior de la cúpula. Considerando esta configuración, se ha analizado el DCH para dos escenarios básicos, consistentes en un pequeño LOCA con represurización del primario (I) y un pequeño LOCA con agua en el que el primario se despresuriza hasta una presión intermedia (II), y para diferentes rangos de oxidación. En cuanto a las distribuciones de UO_2 y las condiciones iniciales de la contención se han empleado datos de la central de Surry por considerase aplicables. Se han calculado con MELCOR las presiones en la contención para los dos escena-

rios, teniendo en cuenta las incertidumbres, y se han comparado estas cargas con la fragilidad de la contención, obteniéndose que para el escenario I, las cargas están bastante por debajo de la capacidad de la contención, siendo algo mayores para el escenario II. Resultado de estos análisis es que la probabilidad condicionada de fallo de la contención debida al DCH es 0,0001, por lo que el DCH no se incluye como tema incierto en el posterior análisis de la progresión del accidente (APET).

Cargas debidas a la combustión de hidrógeno y de monóxido de carbono. Se han analizado las cargas debidas a la combustión de hidrógeno antes y después de la rotura de la vasija. Con el código MELCOR se han calculado las cantidades de hidrógeno generadas dentro de la vasija, las cuales están sujetas a amplias incertidumbres, siendo mayor la cantidad generada en escenarios de alta presión que en los escenarios de baja presión. El hidrógeno no generado dentro de vasija, hasta el 100% de la oxidación del zirconio se genera fuera de la vasija, más una cantidad adicional debida a la oxidación del acero. Mediante el modelo paramétrico de combustión adiabática del código ERPRA-BURN, se han calculado las cargas en la contención, considerando las incertidumbres asociadas a la oxidación del zirconio. En la fase fuera de la vasija se han simulado múltiples combustiones para umbrales inciertos de ignición. De los resultados obtenidos se deduce que la probabilidad condicionada de fallo de la contención antes y después del fallo de la vasija es cero en el caso de no haber reinundación de la vasija y muy pequeña cuando se reinunda la vasija. En una fase tardía, en la que la atmósfera de la contención no está inertizada, la gran cantidad de gases combustibles hace que la probabilidad condicionada de fallo de la contención se encuentre entre el 14 y el 24%.

Refrigerabilidad del debris y penetración de la losa de hormigón. Se supone en la evaluación que en los escenarios a alta presión, cuando rompe la vasija la mayor parte del núcleo fundido se dispersa fuera de la cavidad formando capas finas sobre las estructuras de la contención, que pueden considerarse refrigerables. En escenarios de baja presión el núcleo fundido tras la rotura de la vasija se queda en la cavidad, y si no existe agua forma un lecho no poroso, que transfiere el calor a la atmósfera de la contención por radiación y convección, atacando, a su vez, a la losa de hormigón; en este caso se considera que el núcleo fundido no es refrigerable.

Cuando hay agua en la cavidad, y no hay explosión de vapor fuera de la vasija, el fundido forma un lecho de partículas. Si tiene lugar una explosión de vapor, el fundido puede dispersarse parcialmente fuera de la cavidad. Considerando que las experiencias realizadas hasta la fecha sobre la refrigerabilidad del núcleo fundido durante la interacción fundido hormigón, fuera de la vasija no concluye definitivamente la refrigerabilidad del mismo, se supone incierta la refrigerabilidad del fundido cuando existe agua en la cavidad, por lo que se asigna una probabilidad de 0,5.

En ausencia de agua tiene lugar la erosión de la losa de hormigón, que a su vez genera gases no condensables contribuyendo a la presurización de la contención. La erosión de la losa se ha calculado

con el código CORCON-Mod 3, obteniéndose que puede tener lugar una penetración de la losa de entre 1,2 y 2,2 metros al cabo de dos días desde la rotura de la vasija. Por todo ello, se supone que la penetración de la losa es improbable en el período de dos días, pero cierta en períodos de 48 a 120 horas.

II.5. Análisis de la progresión del accidente severo

En esta evaluación independiente se analiza probabilísticamente la progresión del accidente severo mediante un árbol de sucesos de la contención, que contiene 31 cabeceros, parte de ellos corresponden a condiciones iniciales representadas por los EDP.

La estructura del árbol representa 4 fases temporales de la progresión del accidente:

a) Desde la iniciación del daño al núcleo, hasta la relocalización del material fundido en el fondo inferior de la vasija (fase muy temprana).

b) Fenómenos que tienen lugar en el momento del fallo de la vasija o inmediatamente posterior (fase temprana).

c) Fenómenos que tienen lugar varias horas después del fallo de la vasija (fase tardía).

d) Fenómenos que tienen lugar en períodos posteriores a las 48 horas tras la rotura de la vasija (fase muy tardía).

No se incluyen en el análisis de la progresión del accidente cuestiones de acciones humanas, pues ya han sido incluidas en la fase anterior al daño del núcleo, es decir en el nivel 1.

En los análisis se han considerado valores puntuales de las frecuencias de los EDP, pues el nivel 1 no contiene las incertidumbres asociadas a estas frecuencias, sin embargo sí se analizan las incertidumbres asociadas a la probabilidad condicional de las categorías de liberación, es decir los modos de fallo de la contención, y a las liberaciones radiactivas al exterior.

Para la cuantificación de las ramas del árbol de sucesos de la progresión del accidente (APET) se han empleado los códigos MELCOR y ERPRA-ST. La metodología empleada en la cuantificación ha sido, bien el método «umbral» o el método «integral», en función de la información disponible. En el caso del método «umbral» se asigna una probabilidad subjetiva basada en la probabilidad de superar un determinado criterio de fallo. En el caso del método «integral» se hace uso de la interferencia carga-resistencia para determinar la distribución de la incertidumbre asociada a la carga a la contención y la capacidad (fragilidad) de la misma.

Los resultados del análisis del APET se han clasificado en categorías de liberación con características similares en cuanto a la progresión del accidente y a los términos fuente.

Las características empleadas para la clasificación han sido:

- Presión del primario antes del fallo de la vasija.
- Estado de la contención y modo de fallo.
- Momento del fallo de la contención.
- Modo de interacción núcleo fundido hormigón.
- Estado de la cavidad en el momento y después de la rotura de la vasija.
- Estado del sistema de aspersión de la contención.
- Momento del daño al núcleo, en relación con el inicio del accidente.

II.6. Términos fuente

En el nivel 2 de Ascó las liberaciones de productos de fisión se han calculado con el código MAAP, mientras que en la evaluación independiente el código empleado ha sido MELCOR.

En la evaluación se han definido las clases de las liberaciones teniendo en cuenta: el momento del fallo de la contención, la operación del sistema de aspersión y el momento de derivación de la contención, obteniéndose las 12 categorías de liberación que se muestran en la tabla siguiente.

Categorías de liberación de la evaluación independiente CSN/ERI en comparación con las del estudio de nivel 2 de la central nuclear de Ascó

Categorías de liberación CSN/ERI	Características	Categorías de liberación (APS nivel 2 de la central nuclear de Ascó)
R1	Fallo de la contención anterior o en el momento del fallo de la vasija, funcionando el sistema de aspersión en inyección y en recirculación.	CTF–1A, –1B, –3
R2	Fallo de la contención anterior o en el momento del fallo de la vasija, el sistema de aspersión no está operable ni en inyección ni en recirculación.	CTF–1A, –1B, –3
R3	Fallo tardío de la contención (tras el fallo de la vasija, pero antes de 48 horas desde la fusión del núcleo), el sistema de aspersión está operable en inyección y en recirculación.	(No)

Categorías de liberación de la evaluación independiente CSN/ERI en comparación con las del estudio de nivel 2 de la central nuclear de Ascó (continuación)

Categorías de liberación CSN/ERI	Características	Categorías de liberación (APS nivel 2 de la central nuclear de Ascó)
R4	Fallo tardío de la contención (antes de 48 horas desde el daño al núcleo), el sistema de aspersión comienza a operar en una fase tardía, al recuperarse la corriente alterna.	(No)
R5	Fallo tardío de la contención (tras el fallo de la vasija, pero antes de 48 horas desde el daño al núcleo) (debido a la combustión) el sistema de aspersión no está operable ni en inyección ni en recirculación.	CTF–8
R6	Fallo de la contención a muy largo plazo (entre 48 horas y 120 horas tras el daño al núcleo), el sistema de aspersión está operable en recirculación (independientemente de que esté operable o no en inyección).	(Ninguno)
R7	Fallo de la contención a muy largo plazo (entre 48 horas y 120 horas tras el daño al núcleo), el sistema de aspersión no está operable ni en inyección ni en recirculación.	(Ninguno)
R8	Contención intacta (con o sin sistema de aspersión).	CTF–2, –4, –5
R9	Penetración de la losa de hormigón.	CTF–6, –7
R10	Rotura de tubos del GV (aislado o no aislado, como iniciador o inducido por temperatura).	CTF–27, –28
R11	Fallo de aislamiento de la contención.	CTF–19, –21, –23, –25, –26
R12	Derivación de la contención debida a sucesos V.	CTF–30, –31, –32

Los cálculos se han realizado con el código MELCOR y el código ERPRA-ST, este último trata las liberaciones radiactivas paramétricamente y es empleado para la propagación de las incertidumbres del término fuente.

En la siguiente tabla se muestran los términos fuente medios para las diferentes clases de liberación. Los resultados no pueden compararse por completo con los obtenidos en el nivel 2, ya que en el nivel 2 de Ascó no se incluyen las incertidumbres.

Términos fuente (valores medios) resultantes del análisis de evaluación CSN/ERI) y comparación con los resultados del IPE

Categorías de liberación CSN/ERI	Caso	Momento de la liberación (h)	Xe	I	Cs	Te	Ba	Mo	Ru-La-Ce
R1	CSN/ERI (caso base)	8,37	0,993	0,0694	0,0694	0,0439	0,0161	0,0428	0,00106
	CSN/ERI (sensibilidad)	7,25	0,994	0,0659	0,0659	0,0262	0,00908	0,0126	5.76E-4
	IPE	4,07	0,901	0,219	0,136	0,0	0,0158	0,121	0,00392
R2	CSN/ERI (caso base)	2,90	1,0	0,283	0,283	0,125	0,0469	0,0707	0,00300
	CSN/ERI (sensibilidad)	2,90	1,0	0,287	0,287	0,137	0,0519	0,0910	0,00335
	IPE	4,07	0,901	0,219	0,136	0,0	0,0158	0,121	0,00392
R3	CSN/ERI (caso base)	45,92	0,992	0,0384	0,0384	0,0165	0,00235	6.59E-5	2.99E-6
	CSN/ERI (sensibilidad)	46,22	0,991	0,0391	0,0391	0,0168	0,00236	5.93E-5	1.68E-6
R4	CSN/ERI (caso base)	35,75	0,998	0,0226	0,0226	0,0102	0,00176	1.10E-4	9.83E-6
	CSN/ERI (sensibilidad)	35,75	0,998	0,0225	0,0225	0,0101	0,00170	8.76E-5	5.80E-6
R5	CSN/ERI (caso base)	36,35	0,993	0,0464	0,0464	0,0206	0,00329	6.75E-4	1.91E-5
	CSN/ERI (sensibilidad)	36,35	0,993	0,0463	0,0463	0,0204	0,00324	6.56E-4	1.57E-5
	IPE	41,59	0,999	0,0276	0,0316	0,0682	5,79E-5	1.03E-4	4.24E-6
R6	CSN/ERI (caso base)	91,26	0,990	0,0629	0,0629	0,0268	0,00374	5.64E-5	1.04E-6
R7	CSN/ERI (caso base)	80,26	0,993	0,0460	0,0460	0,0201	0,00310	3.05E-4	6.02E-6
R8	CSN/ERI (caso base)	n/a	0,0146	3.28E-5	3.28E-5	1.19E-5	4.08E-6	3.80E-6	2.55E-7
	CSN/ERI (sensibilidad)	n/a	0,0146	3.28E-5	3.28E-5	1.19E-5	4.08E-6	3.79E-6	2.55E-7
	IPE	n/a	0,00114	1.05E-5	1.07E-5	6.00E-6	1.27E-6	3.46E-6	2.61E-7
R9	CSN/ERI (caso base)	91,98	0,0310	3.93E-5	3.93E-5	4.18E-5	1.59E-5	5.39E-5	1.07E-6
	CSN/ERI (sensibilidad)	92,68	0,0310	3.77E-5	3.77E-5	4.18E-5	1.59E-5	5.48E-5	1.07E-6
	IPE	(50,87 a 81,83)	0,878	0,200	0,198	0,0157	1.81E-5	4.00E-5	9.20E-7
R10	CSN/ERI (caso base)	17,80	0,831	0,190	0,190	0,0674	0,0272	0,0318	0,00175
	CSN/ERI (sensibilidad)	17,80	0,831	0,190	0,190	0,0674	0,0272	0,0318	0,00175
	IPE	(19,83 a 34,24)	0,834	0,0862	0,0948	0,00216	0,0119	0,0298	9.45E-4
R11	CSN/ERI (caso base)	2,30	0,922	0,0681	0,0681	0,0500	0,0187	0,0562	0,00126
	CSN/ERI (sensibilidad)	2,30	0,922	0,0681	0,0681	0,0500	0,0187	0,0562	0,00126
	IPE	(2,52 a 20,98)	0,740	0,0319	0,0320	0,0513	0,00390	0,00917	2.95E-4
R12	CSN/ERI (caso base)	13,27	0,995	0,0834	0,0834	0,0630	0,0239	0,0685	0,00160
	CSN/ERI (sensibilidad)	13,27	0,995	0,0834	0,0834	0,0630	0,0239	0,0685	0,00160
	IPE	(9,28 a 12,92)	0,849	0,0903	0,0903	0,0471	0,0195	0,0447	0,00325

Se puede observar que las liberaciones obtenidas no son muy diferentes de las del estudio de Ascó, sin embargo existe una diferencia apreciable en el caso de la penetración de la losa (R9). La causa de esta discrepancia es que en la evaluación del CSN la liberación se define como liberación a la atmósfera, mientras que en el estudio de Ascó se considera también la liberación que tiene lugar al terreno a través de la losa, considerándolo como liberación al exterior.

Como producto adicional a la evaluación, se ha calculado el riesgo de actividad de las liberaciones, con ayuda del código MACCS. La siguiente tabla muestra los resultados de estos cálculos.

Actividad y riesgo de la actividad total de las liberaciones para cada clase de liberación

Categoría de liberación	Cuantificación del APET	Frecuencia de liberación (por año)	Actividad total de liberación (Bq)	Actividad de liberación de aerosoles (Bq)	Riesgo de la liberación de aerosoles (Bq/año)
R1	Base	7.64E-09	1.01E+19	1.65E+18	1.26E+10 (< 0,001)
	Sensibilidad	7.67E-09	1.01E+19	1.67E+18	1.28E+10 (< 0,001)
R2	Base	8.30E-10	1.57E+19	6.30E+18	5.23E+09 (< 0,001)
	Sensibilidad	8.93E-10	1.60E+19	6.60E+18	5.89E+09 (< 0,001)
R3	Base	2.73E-06	5.57E+18	3.25E+17	8.88E+11 (0,029)
	Sensibilidad	1.06E-05	5.53E+18	3.32E+17	3.52E+12 (0,124)
R4	Base	2.74E-08	5.95E+18	2.16E+17	5.93E+09 (< 0,001)
	Sensibilidad	3.43E-07	5.95E+18	2.14E+17	7.34E+10 (0,003)
R5	Base	2.03E-07	6.06E+18	4.37E+17	8.88E+10 (0,003)
	Sensibilidad	2.89E-06	6.09E+18	4.36E+17	1.26E+12 (0,044)
R6	Base	1.44E-05	4.28E+18	3.64E+17	5.24E+12 (0,172)
	Sensibilidad				
R7	Base	2.71E-06	4.46E+18	2.90E+17	7.86E+11 (0,028)
	Sensibilidad				
R8	Base	9.73E-06	5.86E+16	2.19E+14	2.13E+09 (<0,001)
	Sensibilidad	9.74E-06	5.85E+16	2.19E+14	2.13E+09 (<0,001)
R9	Base	1.72E-05	1.19E+17	4.86E+14	8.36E+09 (<0,001)
	Sensibilidad	2.35E-05	1.19E+17	4.77E+14	1.12E+10 (<0,001)
R10	Base	3.94E-06	8.60E+18	2.64E+18	1.04E+13 (0,342)
	Sensibilidad	3.94E-06	8.60E+18	2.64E+18	1.04E+13 (0,367)

Actividad y riesgo de la actividad total de las liberaciones para cada clase de liberación (continuación)

Categoría de liberación	Cuantificación del APET	Frecuencia de liberación (por año)	Actividad total de liberación (Bq)	Actividad de liberación de aerosoles (Bq)	Riesgo de la liberación de aerosoles (Bq/año)
R11	Base	1.06E-06	1.00E+19	1.91E+18	2.02E+12 (0,066)
	Sensibilidad	1.06E-06	1.00E+19	1.91E+18	2.02E+12 (0,071)
R12	Base	5.00E-06	9.04E+18	2.18E+18	1.09E+13 (0,359)
	Sensibilidad	5.00E-06	9.04E+19	2.18E+18	1.09E+13 (0,385)
Total	Base	5.71E-05			3.04E+13
	Sensibilidad	5.71E-05			2.83E+13

Puede observarse que, con respecto a los aerosoles, la secuencia V (R12) tiene la mayor actividad, seguida del fallo temprano de la contención sin aspersión (R2) y SGTR (R10). La actividad correspondiente a las categorías relativas al fallo tardío de la contención es inferior en un orden o dos de magnitud que la correspondiente al la derivación de la contención o al fallo temprano.

En cuanto al riesgo de la actividad de los aerosoles liberados, la mayor contribución corresponde a la secuencia V, tanto en el análisis del caso base como en el de sensibilidad, seguida por la secuencia de SGTR. La contribución de los fallos tardíos es inferior, pero de ellos son las secuencias con éxito de las salvaguardias tecnológicas (ESF) las que más contribuyen, indicando que la combustión del H_2 y del CO así como el fallo de los ventiladores contribuyen apreciablemente al riesgo, aparte de las secuencias de derivación.

II.7. Tratamiento de las incertidumbres

Uno de los aspectos más importantes de la evaluación independiente es el análisis de las incertidumbres. Si bien no se obtuvieron en el nivel 1 las incertidumbres asociadas a las frecuencias de los estados de daño de la planta (EDP) a nivel de conjuntos mínimos de fallo, en el nivel 2 se han considerado todas las incertidumbres inherentes a los fenómenos del accidente severo.

Para la cuantificación del APET de la central nuclear de Ascó se ha usado el código EVNTRE desarrollado por Sandia National Laboratories.

La metodología empleada en el tratamiento de las incertidumbres ha sido la siguiente:

- Se cuantifica el APET para cada estado de daño de la planta (EDP).

- Las probabilidades de cada rama del árbol se cuantifican fuera de la estructura del APET, manteniendo todas las incertidumbres más importantes dentro de la estructura del árbol.

- Se determinan las fracciones de las ramas del árbol mediante las siguientes técnicas de cuantificación: a) métodos del umbral probabilista y b) método integral resultante de la interferencia cargas-resistencia. Este método integral es el usual para conocer las probabilidades de fallo de la contención.

- La metodología indicada en el punto anterior permite que casi todos los fenómenos estén incluidos en el APET para poder tratar sus incertidumbres.

De los 31 cabeceros del APET, más de la mitad incluyen fenómenos considerados inciertos. En la evaluación independiente se emplea la técnica LHS (Latin Hypercube Sampling) para propagar las incertidumbres de los mismos.

Los temas de accidente severo considerados en el análisis de incertidumbres del APET son los siguientes:

- Fallo de los ventiladores tras la rotura de la vasija debido a la expulsión del fundido a alta presión.

- Fallo de los ventiladores tras el fallo de la vasija debido a las explosiones de vapor fuera de la vasija.

- Refrigerabilidad del núcleo fundido fuera de la vasija por agua (recirculación a baja presión disponible).

La selección de estos temas se ha basado en las discusiones mencionadas anteriormente, y en los aspectos específicos de la planta de la central nuclear de Ascó.

Se ha considerado el fallo de los ventiladores debido a las condiciones ambientales de los escenarios del accidente severo en el momento o inmediatamente posterior al fallo de la vasija. Es de suponer que los ventiladores están expuestos al dispersarse el núcleo fundido que sale de la vasija. Se ha supuesto una distribución con valor medio 0,5 entre 0 y 1, indicando con ello la gran incertidumbre y la falta de datos sobre este tema.

Por otra parte, se ha considerado el fallo de los ventiladores por sobrecarga a los intercambiadores de calor en los escenarios en los que tiene lugar una explosión de vapor fuera de la vasija. La probabilidad asignada es baja, es decir 0,01.

Al considerar que la refrigerabilidad del núcleo fundido por agua es un tema incierto, se le ha asignado una distribución uniforme reflejando la incertidumbre.

En el caso del hidrógeno, se han tenido en cuenta las incertidumbres existentes sobre la oxidación del zirconio, la probabilidad acumulada de ignición con respecto a la concentración, y la probabilidad condicionada de detonación dado que tiene lugar la ignición.

Los resultados obtenidos en los diferentes modos de fallo de la contención se describen a continuación:

- El modo de *fallo de temprano de la contención* debido a sobrepresurización, que incluye las explosiones de vapor dentro de la vasija, el DCH, las explosiones de vapor fuera de la vasija, la combustión temprana y la expulsión de la vasija, corresponde a las categorías de liberación R1 y R2 y tiene una probabilidad condicionada de $1{,}5 \times 10^{-4}$, no presentando incertidumbres significativas.

- El modo de fallo de la contención tardío y muy tardío, es debido fundamentalmente a la combustión de hidrógeno y del monóxido de carbono. Esta potencial combustión tardía no es despreciable debido a que se generan grandes cantidades de gases combustibles en esta fase, y la atmósfera de la contención no se hace inerte hasta las fases muy tardías. La probabilidad condicionada de fallo de la contención está entre 0,14 y 0,24.

- El modo de fallo muy tardío se debe a la presurización debida al vapor y a los gases no condensables. Esta probabilidad condicionada en el caso de fallo de las ESF es aproximadamente de 0,05, similar a la obtenida por Ascó en su estudio, que es de 0,07. De este valor, la contribución de los escenarios en los que inicialmente están disponibles las ESF (R6) tiene un valor medio de 0,25 con gran incertidumbre debida al potencial fallo de los ventiladores.

- El modo de fallo de la penetración de la losa corresponde a la clase de liberación R9, y su probabilidad condicionada tiene un valor medio de 0,30 con incertidumbre comprendida entre 0,09 y 0,52. En el análisis de sensibilidad esta probabilidad es de 0,41. A este modo de fallo contribuyen las secuencias en las que inicialmente están disponible las ESF, la contención no rompe por combustión de hidrógeno y no fallan los ventiladores.

- El resto de modos de fallo, correspondientes a secuencias de derivación de la contención no presentan incertidumbres, pues no se tienen incertidumbres en sus frecuencias asociadas que proceden del nivel 1.

- La probabilidad condicionada de que la contención se encuentre intacta es de 0,17, similar a la encontrada en el estudio de Ascó.

Las principales diferencias encontradas entre la evaluación independiente y el estudio de Ascó se deben a:

- La probabilidad relativamente alta empleada en la evaluación para el fallo de los ventiladores debido a la expulsión del núcleo a alta presión, que impide la posibilidad de refrigeración de la contención en muchas secuencias, pasando de este modo la probabilidad de fallo de penetración de la losa a fallo en las fases tardías.

- La elevada probabilidad de fallo tardío de la contención como consecuencia de la combustión de los gases combustibles empleada en la evaluación independiente transporta la probabilidad de fallo de la losa a fallos tardíos de la contención.

- La elección de valores diferentes para la probabilidad de refrigerabilidad del núcleo fundido fuera de la vasija por la recirculación, distribuye la probabilidad condicionada de fallo de la contención entre fallo de la losa y contención intacta.

Las tablas siguientes muestran en detalle los resultados del análisis de la progresión del accidente llevado a cabo en esta evaluación para todos los EDP (matriz C o matriz de la contención) representando la probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada estado de daño de la planta. También se incluye la tabla del estudio de Ascó con los resultados medios de las categorías de liberación y los EDP empleados por Ascó.

En la evaluación se ha realizado un análisis de la importancia de las incertidumbres debidas al accidente severo. Se han utilizado la frecuencia de liberación asociada a cada categoría de liberación y las cantidades de yodo y bario liberadas como indicadores para estimar las sensibilidades y medidas de importancia.

Los temas inciertos más importantes relativos al riesgo temprano (liberación de yodo) incluyen la retención en el primario, la liberación de productos de fisión desde el combustible, la eficiencia de la aspersión y la velocidad de deposición de los aerosoles.

Con respecto a las liberaciones fuera de la vasija, la resuspensión es dominante en los casos de fallo tardío o muy tardío de la contención. También se observa que la distribución del tamaño de las partículas de los aerosoles debe caracterizarse adecuadamente por su importancia en el riesgo.

Con respecto a los efectos externos latentes representados por el bario, las incertidumbres relativas a la liberación de los productos de fisión dentro de la vasija, la retención en el primario, la

Probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada Estado de Daño de la Planta (Matriz C). Cuantificación del caso base del APET

EDP	Frecuencia (por reactor-año)	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	R11	R12
THDF	1.84E-05	< 0,001		0,074		0,005	0,443	0,068		0,409			
THWA	2.54E-06	< 0,001		0,021			0,003		0,741	0,235	< 0,001		
THWF	3.82E-07	< 0,001		0,075		0,004	0,430	0,054		0,436			
TL	8.55E-07		< 0,001			0,070		0,929					
SBO	4.51E-07	< 0,001	< 0,001	0,002	0,061	0,008	< 0,001	0,150	0,107	0,670	0,002		
ALF	2.99E-06	< 0,001	< 0,001	0,063		0,015		0,194		0,727			
N	7.28E-06								0,998	0,002			
SMF	1.34E-05	< 0,001		0,080			0,455			0,465			
SLA	7.92E-07	< 0,001		0,026			0,003		0,676	0,295			
VR	4.43E-06												1,0
V	5.69E-07												1,0
RT1	3.16E-06										1,0		
RT2	7.64E-07										1,0		
SmI	7.93E-07											1,0	
LgIA	2.01E-07											1,0	
LgIW	2.18E-08											1,0	
LgIF	4.36E-08											1,0	
Probabilidad media		< 0,001	< 0,001	0,048	< 0,001	0,004	0,253	0,048	0,170	0,302	0,069	0,019	0,088
Frecuencia total (por reactor-año)	5.71E-05	7.64E-09	8.30E-10	2.73E-06	2.74E-08	2.03E-07	1.44E-05	2.71E-06	9.73E-06	1.72E-05	3.94E-06	1.06E-06	5.00E-06

Probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada Estado de Daño de la Planta (Matriz C). Cuantificación del caso de sensibilidad del APET

EDP	Frecuencia (por reactor-año)	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	R11	R12
THDF	1.84E-05	< 0,001		0,315		0,073				0,612			
THWA	2.54E-06	< 0,001		0,021					0,744	0,236	< 0,001		
THWF	3.82E-07	< 0,001		0,308		0,058				0,633			
TL	8.55E-07		< 0,001			0,999							
SBO	4.51E-07	< 0,001	< 0,001	0,002	0,761	0,110			0,107	0,018	0,002		
ALF	2.99E-06	< 0,001	< 0,001	0,063		0,209				0,727			
N	7.28E-06								0,998		0,002		
SMF	1.34E-05	< 0,001		0,327						0,672			
SLA	7.92E-07	< 0,001		0,026					0,678	0,295			
VR	4.43E-06												1,0
V	5.69E-07												1,0
RT1	3.16E-06										1,0		
RT2	7.64E-07										1,0		
SmI	7.93E-07											1,0	
LgIA	2.01E-07											1,0	
LgIW	2.18E-08											1,0	
LgIF	4.36E-08											1,0	
Probabilidad media		< 0,001	< 0,001	0,185	0,006	0,051			0,171	0,412	0,069	0,019	0,088
Frecuencia total (por reactor año)	5.71E-05	7.67E-09	8.93E-10	1.06E-05	3.43E-07	2.89E-06			9.74E-06	2.35E-05	3.94E-06	1.06E-06	5.00E-06

Probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada Estado de Daño de la Planta (Matriz C). Estudio de C.N. Ascó

EDP	Frecuencia (por reactor-año)	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	R11	R12
THDF	1.84E-05	0,001				0,119				0,879	< 0,001		
THWA	2.54E-06	0,007							0,971	0,021	< 0,001		
THWF	3.82E-07	0,008				0,057				0,935			
TL	8.55E-07	0,008				0,992							
SBO	4.51E-07	0,001				0,110			0,126	0,763			
ALF	2.99E-06	0,008				0,208				0,784			
N	7.28E-06	0,004							0,983	0,004	0,009		
SMF	1.34E-05	0,008								0,992			
SLA	7.92E-07	0,008							0,927	0,065			
VR	4.43E-06												0,010
V	5.69E-07												0,010
RT1	3.16E-06										0,010		
RT2	7.64E-07										0,010		
SmI	7.93E-07	0,001									0,001	0,998	
LgIA	2.01E-07	0,001										0,999	
LgIW	2.18E-08	0,001										0,010	
LgIF	4.36E-08	0,001										0,010	
Probabilidad media		0,006				0,065			0,183	0,570	0,070	0,019	0,088
Frecuencia total (por año)	5.71E-05	3.33E-07				3.72E-06			1.04E-05	3.25E-05	4.00E-06	1.06E-06	5.00E-06

eficiencia de la aspersión, y la retención de productos de fisión en la contención determinan en gran medida el riesgo. También son importantes las liberaciones de productos de fisión fuera de la contención.

Las vulnerabilidades pueden identificarse a partir de los análisis de los términos fuente y de los análisis de importancia. Clasificando los términos fuente sobre las liberaciones medias esperadas de yodo y cesio, en muy grandes (mayores del 15%), grandes (5-15%), medias (0,1-5%) y pequeñas (menos del 0,1%), los resultados de los análisis indican que se esperan liberaciones muy grandes en el caso de rotura de tubos (R10) y también en los LOCAS de interfase. La contribución de los fallos tempranos a esta categoría es pequeña. La frecuencia de estos accidentes $4{,}51 \times 10^{-6}$ por reactor-año, pero las consecuencias externas esperadas son muy grandes.

Las liberaciones grandes se deben fundamentalmente al fallo temprano de la contención, fallo de aislamiento de la contención y LOCAS de interfase correspondiente a la derivación de la recirculación. La frecuencia de estos accidentes es $5{,}50 \times 10^{-6}$, sin que existan incertidumbres importantes.

Las liberaciones medias se deben básicamente a los fallos de la contención tardíos y muy tardíos.

Las liberaciones pequeñas se deben al modo de fallo de penetración de la losa de hormigón o contención intacta, que representan un 47% de la frecuencia del daño al núcleo.

II.8. Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos

Se han realizado análisis de sensibilidad para evaluar el impacto sobre la probabilidad de fallo de la contención y sobre el riesgo de actividad de las liberaciones de las estrategias SAM de gestión de accidentes severos para la central nuclear de Ascó. Las acciones de gestión de accidentes consideradas pueden diferir de las que en su día implemente la planta.

En la siguiente tabla se indican los cambios en el riesgo con relación al caso base para cada estudio de sensibilidad realizado para cada SAM.

Las estrategias SAM-2 (inundación de la cavidad antes del fallo de la vasija) y SAM-5 (inundación del generador de vapor aislado tras la rotura de tubos) son las que más contribuyen a la reducción del riesgo.

Se observa que la SAM-3 relativa al control del hidrógeno tiene un impacto alto en el riesgo, aunque con relación a los aerosoles el impacto es menor, pues en los escenarios más representativos con combustión está presente la aspersión, que reduce la concentración de aerosoles en la atmósfera de la contención.

Resumen de las posibles medidas de gestión de accidentes consideradas

Estrategia de gestión de accidentes	Discusión
SAM-1: Aislamiento o derivación de la línea de recirculación durante VR.	Se supone que la gestión del operador aísla el fallo en la línea de recirculación antes de cambiar al modo recirculación, de manera que la fuga del primario va a la contención en lugar de derivarse.
SAM-2: Inundación de la cavidad de la contención antes del fallo de la vasija.	Se supone que es posible inundar la cavidad con agua antes del fallo de la vasija con la cantidad suficiente como para que se sumerja la parte inferior de la vasija (mediante aportación de agua de fuentes alternativas). Además, se supone que no se impide el enfriamiento de la parte baja de vasija y que hay un camino de escape del vapor a través del aislamiento.
SAM-3: Control del hidrógeno.	Se supone que se dispone de un sistema de control del hidrógeno (por ej., recombinadores, etc.) para controlar el hidrógeno por debajo de los límites de inflamabilidad.
SAM-4: Recuperación temprana del aislamiento de la contención (después del daño al núcleo).	Se supone que se recupera el fallo del aislamiento de la contención por los operadores antes de que tengan lugar liberaciones significativas.
SAM-5: Inundación del GV aislado durante la rotura de tubos.	Se supone que los operadores inundan el generador de vapor mediante fuentes de inyección alternativas (por ejemplo, agua del PCI), después del daño al núcleo en un accidente de rotura de tubos con GV aislado (tras el daño al núcleo, pero antes de que tengan lugar liberaciones significativas).

Resumen del impacto en el riesgo de varias estrategias de gestión de accidentes

Acción SAM	Cambio en el riesgo de la actividad total relativa al caso base (%)	Cambio en el riesgo de la actividad de los aerosoles (%)
1	–6,0	–2,0
2	–48,0	–36,5
3	–5,7	–1,3
4	–3,8	–5,4
5	–4,6	–26,4

III. Conclusiones

III. Conclusiones

La evaluación del nivel 2 del APS de la central nuclear de Ascó, se ha llevado a cabo mediante un proceso de evaluación independiente, partiendo de los resultados del nivel 1. La evaluación independiente ha seguido una metodología diferente a la empleada por Ascó en lo referente a los análisis de la progresión del accidente severo y la herramienta de cálculo empleada (código MELCOR, a diferencia del código MAAP empleado por Ascó); por otra parte, se han realizado análisis de incertidumbres sobre los diferentes modos de fallo de la contención y sobre los términos fuente. También se han analizado diferentes estrategias de gestión de accidentes severos, aunque esta parte del estudio no es un objetivo de la evaluación del nivel 2.

Los análisis efectuados indican que la contención de la central nuclear de Ascó tiene capacidad suficiente para resistir las cargas debidas a las fases tempranas del accidente severo, incluyendo las combustiones tempranas de hidrógeno, el calentamiento directo de la contención y las debidas a explosiones de vapor dentro de la vasija. En cuanto a la fase tardía, se encuentra una vulnerabilidad debida a las cargas de combustión del hidrógeno y monóxido de carbono, contribuyendo aproximadamente con un 5% al fallo de la contención. Por otra parte, el fallo de los ventiladores debido a la expulsión del núcleo fundido desde la vasija en escenarios de alta presión se identifica como otra posible vulnerabilidad.

La derivación de la contención presenta una frecuencia elevada contribuyendo aproximadamente con un 70% al riesgo total, siendo la vulnerabilidad más importante en la central nuclear de Ascó.

Se han realizado estudios de sensibilidad para tratar de resolver las discrepancias resultantes de los análisis realizados con el código MAAP por la central nuclear de Ascó y el código MELCOR empleado en la evaluación. Las discrepancias se deben fundamentalmente a un comportamiento diferente de los códigos tras la rotura de la vasija, reflejando el código MAAP una fracción de vapor en contención significativa que presuriza la misma dando lugar a su fallo, mientras que el código MELCOR debido al confinamiento de la cavidad de Ascó parece impedir la transferencia de calor a las zonas inferiores de la contención evitando así que se evapore el agua existente en las partes inferiores, por lo que no da lugar a la existencia de vapor en la atmósfera de la contención, retrasando el consiguiente fallo de la misma por presurización. Estas diferencias en las cantidades de vapor en contención tras el fallo de la vasija hace que en el caso del estudio de Ascó la contención permanezca inerte frente a las combustiones de hidrógeno y monóxido de carbono, mientras que los resultados de la evaluación realizados con MELCOR presentan una contención no inerte, posibilitando así las combustiones.

Estos estudios de sensibilidad principalmente suponen que la contención está inerte cuando no están operables las ESF, si bien estas situaciones contribuyen poco a la frecuencia del daño del núcleo y hace que la reducción de las posibles combustiones sea pequeña.

En la tabla siguiente se comparan los resultados obtenidos en la evaluación con el estudio presentado por la central nuclear de Ascó y con los estudios de otras plantas similares.

Comparación de la probabilidad condicionada de fallo de la contención en porcentaje de la frecuencia total de daño al núcleo (los resultados del estudio de sensibilidad se representan en cursiva)

Fallo de la contención	**Ascó**		**Almaraz**		**Vandellós-II**		**Surry**
	IPE	**CSN/ERI**	**IPE**	**CSN/ERI**	**IPE**	**CSN/ERI**	**NUREG-1150**
Fallo temprano	0,006	0,0001	< 0,001	0,0006	0,0	0,0006	0,007
Fallo tardío (incluye penetración de la losa)	0,635 (1)	0,654 (2) *0,655* (3)	0,19 (4)	0,21 (5)	0,011	0,176	0,059 (6)
Derivación (ISLOCA o SGTR)	0,158	0,157	0,05	0,05	0,027	0,027	0,122
No aislada	0,019	0,019	0,01	0,01	0,0	0,01	0
Intacta	0,183	0,170 *0,171*	0,74	0,72	0,96	0,786	0,812
Frecuencia total del daño al núcleo (por reactor-año)	$5,7 \times 10^{-5}$	$5,7 \times 10^{-5}$	$2,8 \times 10^{-5}$	$2,8 \times 10^{-5}$	$6,5 \times 10^{-5}$	$6,5 \times 10^{-5}$	4×10^{-5}

Notas:
(1) 0,065 debido a fallo por presurización tardía y 0,570 debido a penetración de la losa.
(2) 0,352 debido a fallo por presurización tardía y 0,302 debido a penetración de la losa.
(3) 0,243 debido a fallo por presurización tardía y 0,412 debido a penetración de la losa.
(4) 0,6 debido a fallo por presurización tardía y 0.3 debido a penetración de la losa.
(5) 0,16 debido a fallo por presurización tardía y menor de 0.06 debido a combustión que da lugar al fallo tardío de la contención al recuperarse la AC, y menor que 0,01 debido a la penetración de la losa.
(6) Hormigón basáltico, que reduce la potencial presurización debida a gases no condensables.

Se observa que la probabilidad condicionada del fallo temprano de la contención es baja en el caso de Ascó, e inferior a la de otras plantas.

La probabilidad condicionada de fallo tardío es aproximadamente 0,65, bastante superior a los resultados obtenidos en otras plantas, siendo el mayor contribuyente al mismo la penetración de la losa de hormigón. La alta contribución de la penetración de la losa de hormigón se debe fundamentalmente a grandes tiempos de misión para los que se han realizado los análisis (48 horas en el estudio de Ascó y 120 horas en la evaluación). No se aprecian grandes diferencias entre el estudio de Ascó y la evaluación con respecto a la probabilidad del fallo tardío de la contención, si bien en la evaluación una contribución importante a este fallo se debe a la combustión del hidrógeno, aspecto no contemplado por Ascó. La probabilidad condicionada al fallo tardío de la contención debida a la

combustión de hidrógeno que se obtiene en la evaluación está entre 0,14 y 0,24, dada una fuente de ignición. Otro aspecto no considerado por Ascó es el fallo inducido de los ventiladores al salir el núcleo fundido de la vasija en los escenarios de alta presión.

Los escenarios de derivación de la contención son los que más contribuyen a la frecuencia de daño del núcleo, y por lo tanto al riesgo.

Con respecto a la actividad total de las categorías de liberación, los fallos tempranos, los LOCAS de interfase y la rotura de tubos son los que más contribuyen. La actividad debida a los fallos tardíos o muy tardíos tiene una contribución un orden o dos de magnitud inferior.

Con respecto al riesgo, los LOCAS de interfase contribuyen aproximadamente un 36%, la rotura de tubos un 34%, y los fallos tardíos o muy tardíos un 23%.

El LERF (Frecuencia de grandes liberaciones tempranas), considerado por Ascó como la frecuencia total de las liberaciones de gran magnitud a corto plazo, es decir, fracciones de liberación de gases nobles, productos de fisión volátiles y no volátiles antes de las 24 horas, superior al 10% es de $1{,}49 \times 10^{-6}$, sin embargo, el LERF obtenido en la evaluación es de $1{,}00 \times 10^{-5}$, considerado en esta evaluación el LERF como la frecuencia total de todas las liberaciones que tienen lugar durante el fallo temprano de la contención o derivación de la contención.

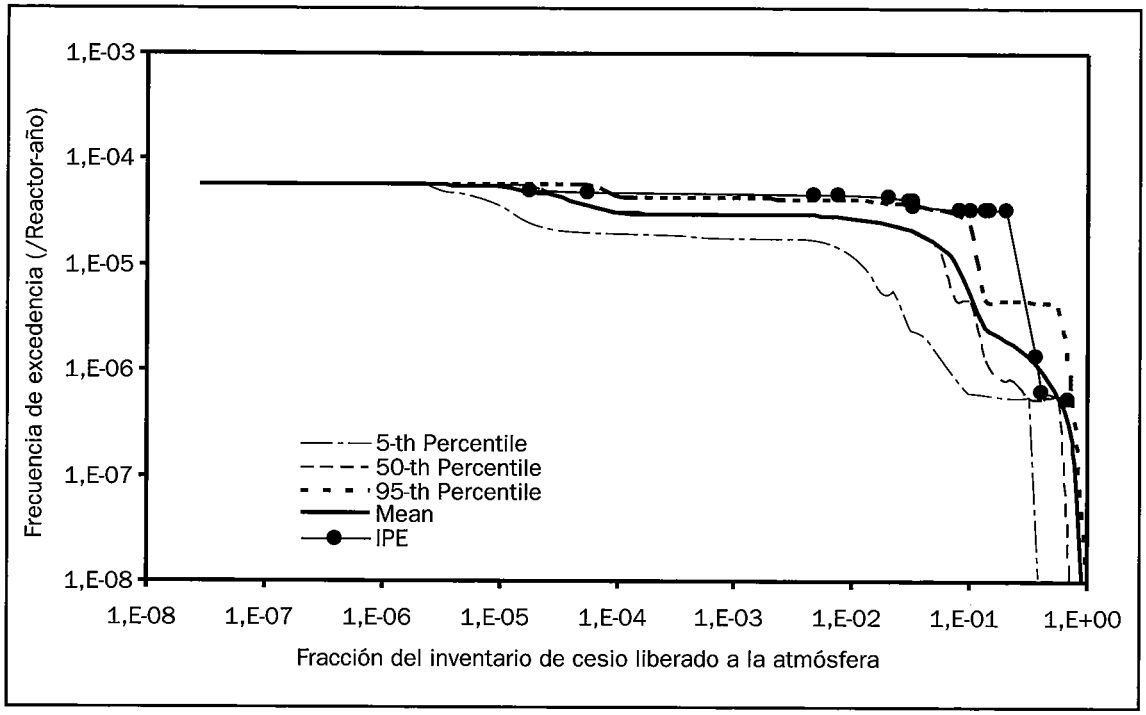
Hay que hacer notar que las diferentes definiciones del LERF consideradas por la central nuclear de Ascó y los técnicos de la Dirección de Seguridad Nuclear del CSN implica que los mismos difieran en un orden de magnitud, aun cuando las contribuciones que representan los modos de fallo tempranos de la contención y la derivación de la contención sean prácticamente las mismas.

Como resultado de la evaluación del estudio del APS de nivel 2 realizado por Ascó se puede concluir lo siguiente:

- Las respuestas de los códigos MAAP y MELCOR son diferentes en lo relativo a la presurización de la contención debido a la aportación de calor a la misma que se genera tras la rotura de la vasija. Esta discrepancia será resuelta fuera de la tarea de evaluación del nivel 2 del APS de la central nuclear de Ascó, pues no es objeto de la evaluación estudiar el diferente comportamiento de los modelos de ambos códigos.

- La central nuclear de Ascó ha realizado un estudio detallado del comportamiento de la fenomenología del accidente severo, si bien a lo largo de la evaluación se han detectado

Frecuencia de excedencia de las liberaciones de CsI en comparación con los resultados puntuales del estudio de Ascó



errores significativos en relación con los datos de planta introducidos en el código MAAP con el cual han llevado a cabo los análisis. La corrección de los errores detectados ha dado lugar a trabajos adicionales por parte de la evaluación.

- Ascó debe considerar la posibilidad del fallo (aunque incierto) de los ventiladores como consecuencia de la eyección del fundido en escenarios de alta presión en el momento de la rotura de la vasija, pues el fallo de éstos da lugar a una desinertización tardía de la contención que aumenta las probabilidades de las combustiones de hidrógeno.

- Los LOCAS de interfase, que en el caso de Ascó representan una fracción importante del LERF son los mayores contribuyentes al riesgo.

IV. Referencias

IV. Referencias

[1] Carta de la central nuclear de Ascó al CSN, AL-CSN-95/0185-C del 14/3/95.«Análisis Probabilista de Seguridad IPE».

[2] Carta CSN-C-DT-99-795 del 2/12/99 del CSN a la central nuclear de Ascó., «central nuclear de Ascó. APS nivel 2».

[3] Carta CSN-C-DT-99-838 del 22 de diciembre de 1999. «Central nuclear de Ascó. APS nivel 2».

[4] Carta ANA/DST-L-CSN-0230 del 28/02/2000 de la central nuclear de Ascó al CSN, Respuestas a los comentarios del APS nivel 2 de la central nuclear de Ascó.

[5] Carta ANA/DST-L-CSN-0236 del 2 de marzo de 2000. «Central nuclear de Ascó. APS nivel 2»

[6] Análisis de la capacidad última del edificio de la contención de la central nuclear de Ascó I y II. IPE-IT-001, Rev. 0. Noviembre 1996.

[7] Análisis de la Fiabilidad Estructural del edificio de la contención de la central nuclear de Ascó I y II. IPE-IT-003, Rev. 0. Diciembre 1996.

[8] Informe de evaluación de los análisis de la capacidad última y fiabilidad estructural de las contenciones de la central nuclear de Ascó, Unidades I y II. CSN/IEV/IMES/ASO/PEP/9807/31.

V. Anexo

Carta del CSN a la central nuclear de Ascó comunicando los resultados de la evaluación. CSN-C-DSN-00-527 del 21 de septiembre de 2000. Nivel 2 del APS de la central nuclear de Ascó I y II.

C O P I A

Madrid
91 346 01 00
91 346 05 88

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Madrid, 21 de septiembre de 2000

ASOCIACION NUCLEAR DE ASCO-AIE
Edificio Sede
Apartado de correos nº 48
HOSPITALET DEL INFANTE
43890 VANDELLOS (Tarragona)
A la atn. de D. Juan José Pérez Torrent

N/Refª.: CSN-C-DSN-00-527
CNASC-ASO-APFU-00-49

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR
REGISTRO GENERAL
007023 27.SET.2000
SALIDA

ASUNTO: NIVEL 2 DEL APS DE C.N. ASCO I Y II

Muy Sr. mío:

La evaluación del Nivel 2 del APS de C.N. Ascó, se ha llevado a cabo mediante un proceso de evaluación independiente, partiendo de los resultados de Nivel 1. La evaluación independiente ha seguido una metodología diferente a la empleada por Ascó en lo referente a los análisis de la progresión del accidente severo y la herramienta de cálculo empleada (código MELCOR, a diferencia del código MAAP empleado por Ascó); por otra parte se han realizado análisis de incertidumbres sobre los diferentes modos de fallo de la contención y sobre los términos fuente. También se han analizado diferentes estrategias de gestión de accidentes severos.

Como resultado de la evaluación del estudio del APS de Nivel 2, se requiere a C.N. Ascó, en el plazo de seis meses, lo siguiente:

- Las respuestas de los códigos MAAP y MELCOR son diferentes en lo relativo a la presurización de la contención debido a la aportación de calor a la misma que se genera tras la rotura de la vasija. Esta discrepancia debe ser resuelta, por lo que CN Ascó debe revisar esta parte del estudio. El CSN colaborará con CN Ascó en la resolución de estas discrepancias, si las mismas son debidas a un comportamiento diferente de los modelos de los códigos.

- CN Ascó ha realizado un estudio detallado del comportamiento de la fenomenología del accidente severo, si bien a lo largo de la evaluación se han detectado errores significativos en relación con los datos de planta introducidos en el código MAAP con el cual han llevado a cabo los análisis. Aunque se han corregido los errores detectados, se considera que C.N. Ascó debe revisar, con una adecuada Garantía de Calidad, los datos de su planta que se han empleado como datos de entrada al código MAAP.

Tel.: 91 346 01 00
Fax: 91 346 05 88

CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

- C.N. Ascó debe considerar la posibilidad dei fallo (aunque incierto) de los ventiladores como consecuencia de la eyección del fundido en escenarios de alta presión en el momento de la rotura de la vasija, pues el fallo de estos da lugar a una desinertización tardía de la contención que aumenta las probabilidades de las combustiones de hidrogeno.

Se adjunta copia del Informe Final de Evaluación del Nivel 2 del APS de C.N. Ascó I y II realizado por la empresa ERI Consulting.

Atentamente,

Antonio Gea Malpica
Director Técnico de Seguridad Nuclear

C/c: CCEN
CNASC
STN
APFU
IR