

**Evaluación del nivel 2 del Análisis
Probabilista de Seguridad
de la central nuclear de Cofrentes**

CSN

Colección
Otros Documentos
27.2002

CSN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

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

Colección
Otros Documentos CSN
Referencia: ODE-04.17

© Copyright 2002. Consejo de Seguridad Nuclear

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

Imprime: ELECE, Industria Gráfica. S.L.
Depósito legal: M. 38.881-2002

Índice

Introducción	5
I. El Análisis Probabilista de Seguridad de nivel 2 (IPE/APS) de la central nuclear de Cofrentes	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 Cofrentes	25
II.1. Introducción	27
II.2. Objetivos	27
II.3. Interfase nivel 1/nivel 2 y estados de daño de la planta	28
II.4. Respuesta de la contención	29
II.5. Análisis de la progresión del accidente severo .	32
II.6. Términos fuente	33
II.7. Tratamiento de las incertidumbres	36
II.8. Identificación de vulnerabilidades	41
II.9. Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos	41
III. Conclusiones	45
IV. Referencias	51
V. Anexo	55
Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes comunicando las conclusiones 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 de la planta como consecuencia de la progresión de secuencias de accidente que dan lugar al daño del núcleo. La identificación de vulnerabilidades daría lugar a medidas relativas a modificaciones en el hardware y en los procedimientos para evitar y mitigar las posibles liberaciones al exterior.

Si bien la probabilidad de que ocurran este tipo de accidentes es relativamente baja, no por ello son descartables y por lo tanto objeto de análisis. TMI fue un caso de accidente con deterioro del núcleo y posterior fusión de una parte del mismo, y aunque no dio lugar a liberaciones al exterior, en la progresión del accidente severo que se desarrolló se produjeron cantidades significativas de hidrógeno cuya combustión generó cargas sobre la contención. Con otras connotaciones, en el accidente de Chernobyl también se fundió el núcleo y dio lugar a liberaciones importantes de productos radiactivos al exterior.

Desde TMI se han requerido modificaciones a las plantas y desarrollado muchas actividades para evitar este tipo de accidentes; por otra parte, se han llevado a cabo programas de investigación con el objeto de conocer mejor la fenomenología involucrada en los accidentes severos.

Uno de los primeros estudios probabilistas importantes para conocer los posibles modos de fallo de la contención y estimar las liberaciones de productos radiactivos al exterior en el caso de un accidente severo fue llevado a cabo en 1975. Este trabajo, WASH-1400, ya estableció una metodología de análisis para los APS de nivel 2, pero adolecía de un limitado conocimiento sobre los fenómenos de accidente severo, y en especial sobre la caracterización de las incertidumbres de los mismos.

Desde entonces, se han realizado grandes esfuerzos a nivel internacional, mediante planes de investigación, tanto experimentales como de desarrollo de códigos que incorporasen los modelos del comportamiento de los fenómenos.

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; posteriormente 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, éstos 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, que da 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 sobre los mismos, basándose en gran parte en programas experimentales; si bien, parte de los temas siguen siendo inciertos, el conocimiento de las incertidumbres sobre los mismos han permitido resolver el impacto de los mismos sobre la contención de las plantas y las liberaciones al exterior.

Las incertidumbres han sido tratadas en los estudios de APS de nivel 2 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 esta 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 éstas obteniendo unos resultados con incertidumbres cuyos rangos se van a comparar con los resultados «puntuales» del IPE.

De esta comparación surgirán las conclusiones relativas a la aceptabilidad de los estudios realizados en el IPE.

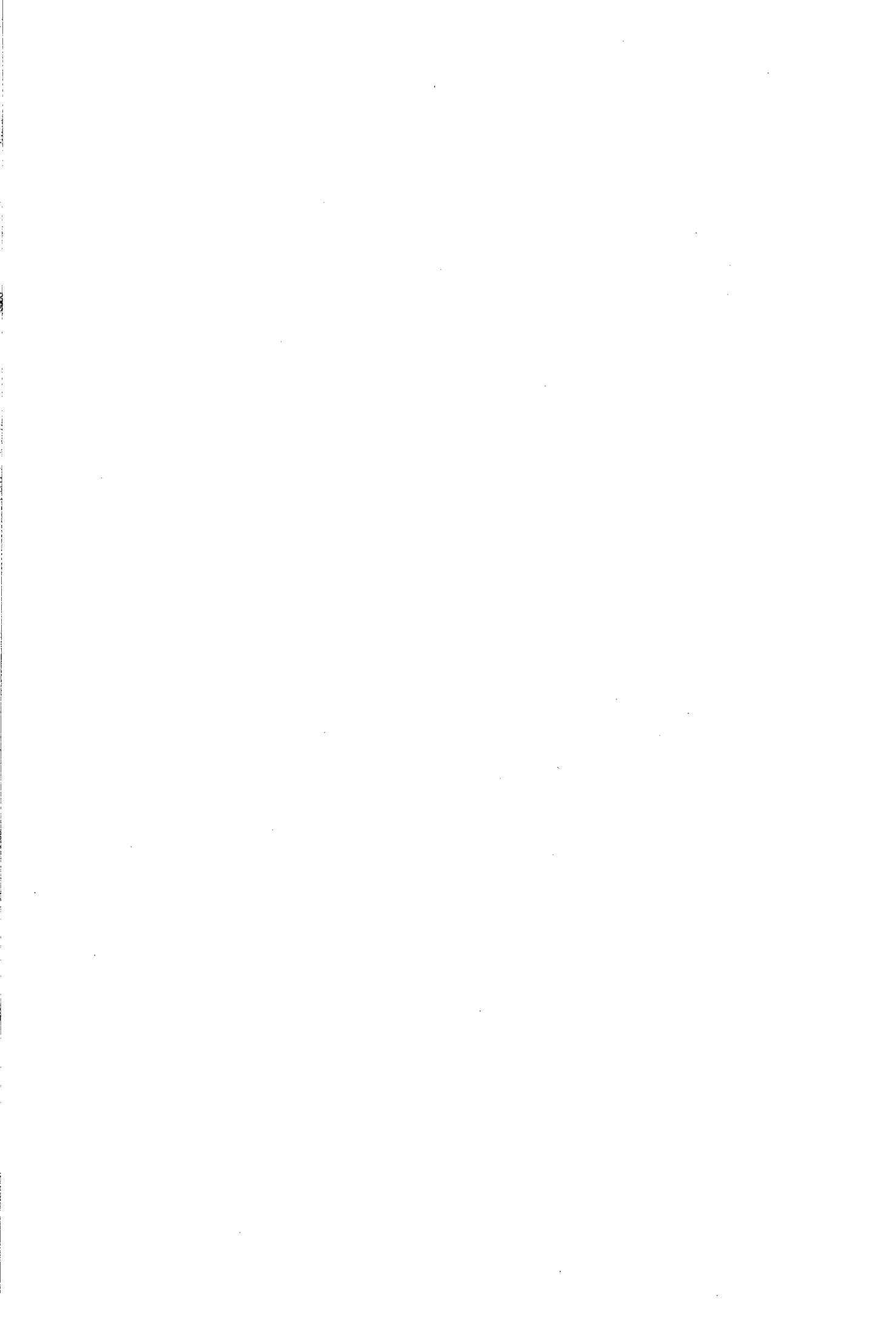
La metodología empleada en el tratamiento de las incertidumbres en la evaluación independiente ha sido la siguiente:

- 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 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.

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 Cofrentes



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

El APS de nivel 1 de la central nuclear de Cofrentes fue aprobado por el CSN, con la carta CNCOF-COF-56 del 21 de diciembre de 1995, en la que se menciona la ampliación futura del alcance requerido, con lo que la central nuclear de Cofrentes, tras la aparición de la carta genérica 88-20 y sus suplementos «*Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities (IPE)*», comenzó a desarrollar los trabajos correspondientes al análisis del comportamiento de la contención frente a accidentes severos, cuyo estudio presentó al CSN en diciembre de 1998 [Ref.1]. Este estudio fue evaluado por el CSN [Ref 4] y posteriormente revisado por la central nuclear de Cofrentes [Ref 9].

I.1. Metodología empleada en el IPE

I.1.1. Objetivos

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

Analizar el comportamiento de la contención ante los accidentes severos y determinar los términos fuente en aquellos casos en que, debido a los procesos físicos que tienen lugar durante la progresión de los accidentes severos, se pueda producir la pérdida de la integridad de la contención.

Este objetivo general se desglosa en los objetivos principales siguientes:

- Estimar la probabilidad de fallo de la contención asociada a las distintas secuencias de progresión de los accidentes dominantes del daño al núcleo.
- Estimar los términos fuente asociados a las secuencias de progresión de los accidentes severos que puedan provocar la pérdida de la integridad de la contención.

Por otra parte, la central nuclear de Cofrentes indica que el IPE de nivel 2 es una herramienta para el cumplimiento de los siguientes objetivos secundarios:

- Identificación de las características de diseño de la planta que son más determinantes en el cálculo de la probabilidad de fallo de la contención.
- Identificación de las acciones del operador importantes para la reducción del riesgo de fallo de la contención o de la cuantía de los términos fuente.

- Determinación de la capacidad de los sistemas de contención para mitigar los accidentes severos.

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 definen una serie de criterios de manera que para cada secuencia se pueda determinar el valor de los parámetros importantes para la progresión del accidente en vasija y en contención, el momento, modo y localización del fallo de la contención y su término fuente asociado. A continuación, se amplían los modelos del APS de nivel 1 con objeto de disponer de toda la información requerida en los criterios de agrupamiento. Esta ampliación da lugar a los árboles de sucesos ampliados, los cuales permiten tratar las dependencias entre sistemas. Las secuencias de daño al núcleo ampliadas se seleccionan siguiendo los criterios de la Generic Letter 88-20 y del NUREG-1335. Las secuencias ampliadas que tienen una frecuencia de ocurrencia superior a 10^{-9} /año se agrupan mediante un diagrama lógico de agrupamiento, que es un árbol lógico cuyos cabeceros son los parámetros de agrupamiento y cuyas ramas son los 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.

Los criterios de agrupamiento considerados en el IPE son: estado de derivación de la contención, estado de la contención antes del daño al núcleo, tipo de suceso iniciador, aislamiento de la contención, recuperación de la potencia exterior, presión de la vasija durante el daño al núcleo, inyección tardía con sistemas internos, inyección tardía con sistemas externos, enfriamiento de la piscina de supresión, aspersión de la contención, venteo de la contención y tiempo de fallo del núcleo.

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.

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, Containment Event Tree).

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 cual o cuales 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).

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 evaluado 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.

1.1.4. 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 (STC, Source Term Categorization).

El desarrollo y cuantificación de los CET, DET y del árbol STC se realiza mediante el código NUCAP+, obteniéndose la frecuencia de aparición de cada una de las categorías de liberación y su contribución.

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.

1.1.5. 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.

1.2. Metodología empleada en la evaluación independiente

1.2.1. 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:

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

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.

1.2.1.1. 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 radionucléidos. 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 petición de realización del APS por parte del 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. Otro tema a verificar es la recuperación de AC en secuencias que incluyen la pérdida de energía y su interacción o dependencia con los modelos de sistemas de salvaguardias de la planta.

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 las figuras de Merit (p.e.: 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 les 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 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 radionucleídos 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.
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 II.2.2, 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 los índices de referencia de las características del escenario del accidente y comparación con los resultados de las estimaciones del IPE/APS. La selec-

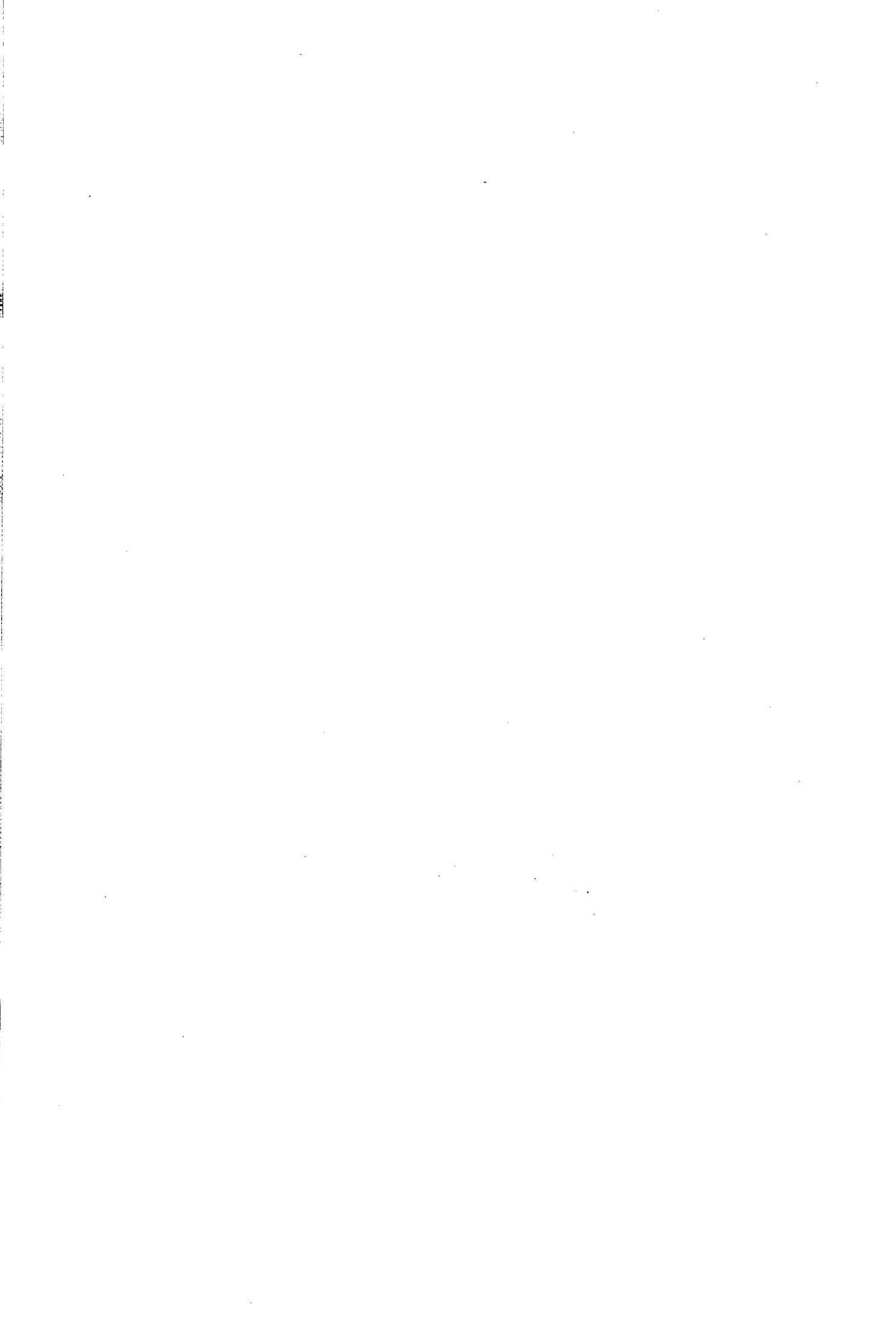
ción de las variables más importantes es específica del escenario y de la planta. Estas variables deben revelar el comportamiento del accidente severo de manera que los cálculos resultantes puedan ser empleados para desarrollar distribuciones de incertidumbres adecuadas para el análisis de cargas a la 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 solo 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. Este es un área donde estas 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 acci-

dente 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.2.3.3. Evaluación del impacto en el riesgo de las guías de accidente severo

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 (Severe Accident Management Guides), 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 el impacto en el riesgo de las guías SAM genéricas más significativas.



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



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

II.1. Introducción

El nivel 2 del APS de la central nuclear de Cofrentes (IPE) [Ref 1] fue remitido al CSN a finales de 1998. 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 aprueba contratar los servicios de asesoramiento al CSN en la evaluación del APS de nivel 2 de la central nuclear de Cofrentes a la empresa ERI Consulting en abril de 1999.

A lo largo del proceso de evaluación, se emiten comentarios [Ref.2] al informe IPE de la central nuclear de Cofrentes, cuyas respuestas son enviadas al CSN [Ref.3] y valoradas.

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 Cofrentes, 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 [Ref.4], cuyas conclusiones son remitidas a la central nuclear de Cofrentes [Ref 8]. La central nuclear de Cofrentes, responde a las conclusiones de la evaluación remitiendo un Anexo al informe final [Ref 9], que es revisado por el CSN [Ref 10], considerando asimismo información adicional no tenida en cuenta en la evaluación anterior.

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, la central nuclear de Cofrentes ha remitido al CSN su estudio de nivel 2 del APS (IPE).

La evaluación de este estudio es tarea de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear 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 mas 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 Cofrentes. De esta comparación surgirán las conclusiones relativas a la aceptabilidad de los estudios realizados en el IPE de la central nuclear de Cofrentes.

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

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 el 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 IPE de la central nuclear de Cofrentes, la agrupación de las secuencias de nivel 1 que conducen al daño ha dado lugar a 36 EDP una vez truncadas (10^{-9}), y de éstos, son 19 EDP los que contribuyen con aproximadamente un 96% a la frecuencia del daño del núcleo, por lo que son los únicos que se han tenido en cuenta en los análisis de nivel 2.

Las características empleadas en el IPE para agrupar las secuencias de nivel 1 que conducen al daño del núcleo en estados de daño de la planta son: el estado de la derivación de la contención, el estado de la contención antes del daño al núcleo, el tipo de iniciador, el estado del aislamiento de la contención en el momento del daño al núcleo, la recuperación de la corriente alterna y el momento de su recuperación, la presión del primario durante la degradación del núcleo, el estado de los sistemas de inyección después del daño al núcleo, la inyección después del daño al núcleo con fuentes externas, el estado del RHR, el estado de la aspersión de la contención, el estado del venteo de la contención y el momento del daño al núcleo desde el inicio del accidente.

En la evaluación, se consideraron las siguientes características para clasificar las secuencias en estados de daño de la planta: el suceso iniciador, el estado de la contención en el momento del daño al núcleo, la presión del primario en el momento del daño de la vasija, el estado de los sistemas de inyección (LPCI y LPCS) tras el daño del núcleo, el estado del sistema de protección contra incendios, el estado del sistema de evacuación del calor residual y el estado del sistema de aspersión de la contención.

En la evaluación independiente se han considerado los 36 EDP recogidos en el IPE, los cuales a su vez se han agrupado con los criterios antes indicados, obteniéndose 12 EDP. En este agrupamiento, se ha dado crédito al sistema PCI como sistema disponible para inyectar agua en el pedestal sólo para la refrigeración del debris fuera de la vasija. Por otra parte, algunos EDP del IPE que tienen muy baja probabilidad se han agrupado con otros EDP similares cuya frecuencia es mucho mayor.

De estos 12 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

Para estudiar el comportamiento de la contención frente a los accidentes severos, se han empleado los resultados de la evaluación del *Análisis de la capacidad última de la contención* [Ref.5] realizada por el CSN [Ref.6], cuyos resultados fueron remitidos a la central nuclear de Cofrentes [Ref.7]. Los resultados de estos análisis muestran que la fragilidad estructural de la contención en el caso de la central nuclear de Cofrentes es aproximadamente 1 bar superior a la de otras plantas similares, como Perry o River Bend. Esta mayor capacidad de la contención de la central nuclear de Cofrentes reducirá la probabilidad de fallo de la contención debida a la sobrepresurización por cargas debidas al calentamiento directo de la contención y combustión de hidrógeno, si bien el impac-

to en el riesgo no tendrá consecuencias apreciables, ya que estos modos de fallo de la contención son poco significativos en la central nuclear de Cofrentes.

Se han considerado las cargas resultantes del accidente severo, evaluando los fenómenos de accidente severo más importantes.

Las explosiones de vapor dentro de la vasija han sido consideradas en la central nuclear de Cofrentes a partir de análisis llevados a cabo en plantas similares, dando lugar a una probabilidad muy baja (10^{-3}) de que falle la cabeza de la vasija y de que dé lugar a la generación de misiles. Por otra parte, los efectos de mitigación de las estructuras del pleno inferior, como son las barras de control, tienden a reducir la fracción de núcleo que se mezcla con el agua en el pleno inferior, y como consecuencia se reduce la energía de las explosiones. Teniendo en cuenta estos efectos mitigadores, se estima que la probabilidad de fallo de la contención está en el rango de 10^{-5} a 10^{-4} , probabilidad muy pequeña, por lo que no se tiene en cuenta en los análisis posteriores de la progresión del accidente severo.

Se han analizado *las explosiones de vapor fuera de la vasija*, considerando en este caso los análisis realizados para una planta similar. Se ha supuesto que el fallo del fondo de la vasija puede ocurrir por el lateral del fondo o por el centro del fondo de la vasija. En el caso de que la rotura tenga lugar por el centro del fondo de la vasija, los impulsos de las cargas sobre la pared del pedestal son inferiores debido a que la explosión tiene lugar en la región central del pedestal. Si la rotura ocurre por el lateral del fondo de la vasija, la zona de la explosión estará cercana al pedestal, y los análisis indican que las cargas sobre la pared del pedestal se encuentran entre 2 kPa-s (percentil del 5%) y 146 kPa-s (percentil 95%) con una media de 22 kPa-s. Dependiendo de la magnitud de las cargas sobre la pared del pedestal, la probabilidad condicionada del fallo del pedestal está entre 0.1 y 0.5, en función de la localización del fallo. La probabilidad media condicionada del fallo del pozo seco y de la contención es de 0.06 y 0.01 respectivamente. Estos valores pueden ser significativos desde el punto de vista del riesgo.

Se han analizado las *cargas debidas a la descarga del primario y a los gases no condensables* inmediatamente después del fallo de la vasija por el impacto que pueden tener sobre el pozo seco y la contención. No se espera que estas cargas sean elevadas excepto en los escenarios en los que la vasija rompe a alta presión debido al fallo de las ADS.

En secuencias tipo ATWS con potencia elevada (críticos) (ATWS-C), el fallo de la contención viene dominado por la saturación de la piscina de supresión y la evaporación que da lugar a la sobrepresurización antes del daño al núcleo. En el caso de aislamiento de la contención debido a SBO, los resultados obtenidos con el código MELCOR indican que es poco probable la sobrepresurización de la contención a corto plazo. En los análisis de las secuencias ATWS no críticas (ATWS-NC),

se observa que la operación del RHR en el modo de refrigeración de la piscina de supresión no es suficiente para evitar una suave presurización de la contención, debido a que se forman gases no condensables originados por la interacción del núcleo fundido con el hormigón. En los escenarios en los que no está operable el RHR, puede ser necesario un venteo de la contención después de la descarga, o en caso contrario daría lugar a una rotura de la contención a largo plazo.

Para analizar las *cargas debidas al Calentamiento Directo de la Contención*, se ha empleado el código CONTAIN. Se han estimado mediante MELCOR las condiciones iniciales para la masa y la composición del núcleo fundido en el plenum inferior en el momento de la rotura de la vasija en el caso de SBO, y con estos valores y varios parámetros de modelos de CONTAIN se han realizado estudios de sensibilidad para conocer el rango de presiones en la contención. En los cálculos se ha supuesto el pozo seco y el pedestal sin agua. Otra de las hipótesis ha sido suponer que el núcleo fundido queda atrapado dentro del pedestal y del pozo seco, y que no se transporta material fundido a las partes altas de la contención a través de la piscina de supresión. Esta última hipótesis proviene de la escasez de datos experimentales en relación con el Calentamiento Directo de la Contención (DCH) en estas condiciones. Los resultados obtenidos dan valores de 1.3 bar-abs a 4.5 bar-abs como las máximas presiones en la contención. Para el pozo seco se obtienen valores de 4.1 bar-abs a 8 bar-abs. A partir de aquí, comparando con la fragilidad de la contención, se obtienen las probabilidades de fallo condicionadas del pozo seco y de la contención, resultando que es prácticamente 0 la probabilidad de fallo de la contención y 0.043 la probabilidad de fallo del pozo seco. Esta probabilidad de fallo del pozo seco sería mayor si la capacidad de la contención fuese inferior. Hay que tener en cuenta que el modelo del DCH para los reactores BWR tiene limitaciones, por lo que es difícil estimar los posibles efectos de mitigación de la piscina de supresión o del agua en el pedestal y en otras regiones del pozo seco.

Refrigerabilidad del debris y penetración de la losa de hormigón. En los reactores BWR/MARK-III, el potencial fallo de la contención debido a la penetración del hormigón por el núcleo fundido en el pedestal es un tema incierto. La erosión axial del pedestal daría lugar al fallo de la contención y a la liberación de los productos de fisión al exterior sin haber sido filtrados por la piscina de supresión; por otra parte, la pérdida de la integridad estructural en el caso de una erosión radial del pedestal daría lugar a un colapso de éste, que derivaría la piscina de supresión por la parte fallada del pozo seco y las penetraciones de la contención.

Los resultados de los análisis con el código MELCOR indican que el pedestal está siempre inundado con agua en todos los escenarios considerados, pero los modelos no predicen el enfriamiento del debris a no ser que se tenga una película fina de fundido. Por ello, se supone en la evaluación que el debris no es refrigerable, excepto cuando la dispersión del mismo es grande en los escenarios de alta presión.

Los análisis indican que la penetración del fundido a través del hormigón en el pedestal es aproximadamente de 1.64 m en dos días y, como el espesor del hormigón en el caso de la central nuclear de Cofrentes es de 3.5 m se traspasaría dicho hormigón en aproximadamente 4.3 días.

En cuanto a la pared del pedestal, ésta tiene aproximadamente 1.7 m, y los cálculos con MELCOR indican una penetración radial de 1 m. en dos días, por lo que se puede concluir que se necesitarían aproximadamente 3.4 días para atravesar la pared.

II.5. Análisis de la progresión del accidente severo

El estudio IPE de la central nuclear de Cofrentes emplea un árbol de sucesos de la contención genérico, con 10 cabeceros, analizando los sucesos más importantes que contribuyen a la progresión del accidente severo. Cada cabecero se descompone en árboles de sucesos de descomposición (DET), por lo que el número de cabeceros es grande. En el IPE se han considerado todos los sucesos importantes. Por otro lado hay que indicar que en la cuantificación, el IPE hace un uso limitado de los datos específicos de la planta, ya que la mayor parte de la cuantificación se basa en el IPE de Perry y en los resultados del NUREG-1150.

La evaluación independiente analiza probabilísticamente la progresión del accidente severo mediante un árbol de sucesos de la contención que contiene 33 cabeceros, parte de ellos corresponden a condiciones iniciales representadas por los EDP.

La estructura del árbol representa 3 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 tiene lugar varias horas después del fallo de la vasija (fase tardía)

No se incluyen 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 CONTAIN. 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. Por otra parte, a aquellos sucesos totalmente inciertos se les asigna una probabilidad de 0.5.

II.6. Términos Fuente

Agrupación de liberaciones de productos de fisión. Como el número de estados finales obtenidos tras la cuantificación de los APET es demasiado elevado, éstos se agrupan para analizar los términos fuente. Este proceso es similar al usado para agrupar las secuencias de nivel 1 en estados de daño de la planta. La información de estas categorías de liberación debe contener toda la información posible sobre las secuencias de accidentes y el estado de los sistema de la contención.

En el IPE, las liberaciones se han definido cualitativamente basándose en el momento de la liberación y en la fracción de la liberación de productos volátiles (CsI, CsOH) y de no volátiles (TeO₂, Te, Mo, Sr). Para agrupar las liberaciones se ha diseñado un árbol con una serie de parámetros que definen los grupos de liberación.

Con respecto al momento de fallo de la contención, se han considerado los siguientes casos: no fallo, fallo antes de 4 horas, fallo entre 4 y 24 horas, y fallo posterior a las 24 horas. Debido a esta asignación cualitativa de los términos fuente, en algunos casos los términos fuente se han asignado inadecuadamente a varios estados finales de los estados de daño de la planta. Así, por ejemplo en el caso de gran liberación temprana asociada a los ATWS, se le ha asociado a liberaciones que corresponden a liberaciones tardías; ello se debe a que en el IPE las liberaciones grandes sólo son posibles en periodos tardíos, es decir en escenarios ATWS, por otra parte, el IPE ha estimado que la mayoría de las liberaciones tempranas son filtradas por la piscina de supresión, por lo que en dicho estudio no son creíbles las grandes liberaciones tempranas.

En la evaluación se han definido las clases de liberaciones teniendo en cuenta: el momento del fallo de la contención, el modo de fallo de la contención, la operación del sistema de aspersión y

el momento de derivación de la contención, obteniéndose las 9 categorías de liberación que se muestran en la tabla siguiente.

Categorías de liberación

Categoría de liberación	Características
VECF	Fallo de la contención antes del daño al núcleo. Sistema de aspersión no disponible. Piscina de supresión derivada en el momento del daño al núcleo.
ECF-Sprays	La contención falla inmediatamente tras el fallo de la vasija debido al DCH o explosiones de vapor. La aspersión esta disponible pero se deriva la piscina de supresión.
ECF - No Sprays	La contención falla inmediatamente tras el fallo de la vasija debido a la combustión del hidrógeno. La aspersión no está disponible y no se deriva la piscina de supresión.
LCF - Sprays	La contención falla tarde debido al fallo del pedestal, lo que da lugar a la derivación de la piscina de supresión debido al fallo de las penetraciones. La aspersión está disponible.
LCF - No Sprays	La contención falla tarde debido a la combustión del hidrógeno (el mayor contribuyente en SBO). La aspersión no está disponible y no se deriva la piscina de supresión.
Venteo tardío	La contención es venteadada tarde. La aspersión no está disponible y no se deriva la piscina de supresión.
No CF (Intacta)	No falla la contención. La aspersión esta casi siempre disponible y no se deriva nunca la piscina de supresión.
No aislada	Accidentes SBO con fallo no recuperable del sistema de aislamiento de la contención. La aspersión no está disponible y se deriva la piscina de supresión.
Bypass	LOCA grande fuera de la contención. Las liberaciones dentro de la vasija van directamente al edificio del reactor.

En el IPE de Cofrentes las liberaciones de productos de fisión se han calculado con el código MAAP, mientras que en la evaluación independiente se han empleado los códigos MELCOR y ERPRA-ST, éste último trata las liberaciones radiactivas paraméricamente 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 IPE, ya que en el IPE no se incluyen las incertidumbres.

Las grandes liberaciones están asociadas a los accidentes en los que la contención o la piscina de supresión están derivadas desde el comienzo. Los accidentes con fallo de la contención dan lugar a liberaciones medias con frecuencia despreciable. En los accidentes en los que se necesita ventear la

contención, las liberaciones iniciales son pequeñas y, en general, las liberaciones asociadas al fallo de la contención (excepto la clase de liberación VECF) están dominadas por las liberaciones debidas a las revaporizaciones desde el primario.

Es de destacar que los accidentes con fallo de la contención y con el sistema de aspersión operando están asociados principalmente a las secuencias en las que la piscina de supresión está derivada desde el momento de la rotura de la vasija, mientras que los accidentes con fallo de la contención y en los que no opera el sistema de aspersión están representados por las secuencias SBO, en las que la contención falla debido a la combustión del hidrógeno y la piscina de supresión no se deriva. Si no operase el sistema de aspersión, los accidentes con la piscina de supresión derivada darían lugar a grandes liberaciones procedentes de la vasija al pozo seco en el momento de la rotura de la misma.

Términos Fuente resultado de la evaluación (valores medios)

Clase de liberación	Momento de la liberación (hr)*	Duración (hr)**	Xe	I	Cs	Te	Sr-Ba	Mo	Ru-La-Ce
VECF	<6.0	48	0.82	0.25	0.25	0.14	0.09	0.07	0.001
ECF - SP	2.2	48	0.82	0.10	0.10	0.04	0.01	0.02	3E-4
ECF- No Sp	2.1	48	0.83	0.07	0.07	0.04	0.002	0.002	4E-5
LCF - Sp	6.0	48.	0.95	0.08	0.08	0.04	0.001	0.001	3E-5
LCF - No Sp	5.6	48	0.96	0.07	0.07	0.06	6E-4	0.001	3E-5
L Vent	8.3	2.0 ***	0.75	0.01	0.01	0.004	4E-4	4E-4	7E-6
No CF	3.0	48	0.002	8E-6	8E-6	5E-6	3E-6	2E-6	1E-8
No aislada	1.0	48	0.85	0.41	0.41	0.24	0.16	0.13	0.001
Bypass	1.0	48.	0.75	0.57	0.57	0.29	0.09	0.06	4E-4

* Referenciado al momento del inicio del accidente

** Duración desde el momento de iniciación de la liberación o fallo del aislamiento

*** Venteo inicial. Posteriormente también será necesario el venteo.

El IPE ha clasificado las liberaciones basándose en las magnitudes y en los momentos de liberación, distinguiendo dos grupos, volátiles y no volátiles, y con los momentos de liberación de: hasta cuatro horas desde la iniciación del accidente, hasta 24 horas y después de 24 horas, y en rangos de magnitud, liberaciones hasta 0.1%, 1% y mayores del 10%.

Los resultados del estudio IPE se han comparado con los de la evaluación, observándose bastante acuerdo en lo que se refiere a las liberaciones tardías; sin embargo, en cuanto a las liberaciones tempranas o intermedias se tiene divergencias, pues en el IPE no se han identificado secuencias que pudieran dar lugar a liberaciones tempranas, es decir, no las considera creíbles. Independientemente de cómo se defina el momento de las liberaciones (desde la iniciación del accidente o desde el momento del daño del núcleo), la mayoría de las secuencias ATWS, según la evaluación, darían lugar a grandes liberaciones tempranas.

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	Frecuencia (por reactor año)	Riesgo total de actividad (Bq/reactor-año)	Riesgo de actividad de los aerosoles (Bq/reactor-año)
VECF	9.18E-7	1.3E+13	5.9E+12
ECF - Sprays	3.45E-9	3.9E+10	7.8E+9
ECF - No Sprays	3.33E-8	3.6E+11	5.2E+10
LCF - Sprays	3.9E-9	4.1E+10	5.5E+9
LCF No Sprays	7.54E-9	8.2E+10	9.6E+9
Venteo tardío	7.43E-7	5.1E+12	1.1E+11
No CF	1.12E-6	1.1E+11	3.7E+8
No aislada	5.76E-8	1.2E+12	6.4E+11
Bypass	4.7E-8	1.1E+12	7.2E+11

Puede observarse que los aerosoles son los mayores contribuyentes al riesgo total de la actividad liberada, y de éstos más de la mitad están asociados con los accidentes en los que falla la contención antes del daño al núcleo, el resto se deben fundamentalmente al fallo de los sistemas de extracción de calor (refrigeración de la piscina de supresión).

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 Cofrentes 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 33 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:

- Rotura de la contención debida a las cargas originadas por el Calentamiento Directo de la Contención (*Direct Containment Heating*, DCH).
- Rotura de la contención debida a las explosiones de vapor fuera de la vasija.
- Combustión del hidrógeno.

La selección de estos temas se ha basado en las discusiones incluidas en el apartado 3.2 y en los aspectos específicos de la planta de la central nuclear de Cofrentes.

En el caso del hidrógeno, los análisis se han realizado con los códigos MELCOR y ERPRABURN. El impacto de la combustión del hidrógeno sobre el fallo de la contención solamente es aplicable a los escenarios SBO con o sin recuperación de corriente alterna, en cuyo caso fallan los HIS (Sistemas de ignitores de hidrógeno). En estas situaciones las probabilidades de fallo de la contención obtenidas con el código BURNHIST son de 0.030, 0.009 y 0,083 para las fases in-vessel, momento del fallo de la vasija y fase ex-vessel tardía respectivamente. No hay probabilidad de que falle el pozo seco, ya que muy poco hidrógeno alcanza el pozo seco durante la fase in-vessel y además está inertizado por el vapor resultante tras el fallo de la vasija.

Se han reconstruido los resultados del IPE considerando las posibles recuperaciones y los modos de fallo, de manera que se puedan comparar con los resultados de la evaluación independiente, indicándose los mismos en la siguiente tabla.

Se puede observar que aunque la probabilidad condicionada asociada al fallo muy temprano de la contención es idéntica, la caracterización de algunos de los escenarios es bastante diferente. El IPE no ha considerado significativamente probable la derivación muy temprana de la piscina de supresión (es decir, antes del daño del núcleo), la cual da lugar a grandes liberaciones de productos de fisión volátiles.

En el IPE, las grandes liberaciones solo aparecerían en caso de presentarse caminos abiertos al exterior, situación que no se ha obtenido en el ATWS-C, pues se considera poco probable la derivación temprana de la piscina de supresión.

Los estados finales en los que es necesario un venteo tardío o la contención no falla abarcan más de un 60% del daño al núcleo, resultado que coincide con los valores del IPE.

De la tabla se deduce que los modos de fallo tempranos contribuyen en un 35.1% al fallo de la contención, los fallos tardíos en un 26.1% y la contención no falla o permanece intacta en un 38%.

Resumen de los resultados del IPE y comparación con los de la evaluación

Estado de la contención (CNC IPE)	Probabilidad condicional (CSN/ERI)	Probabilidad condicionada
Bypass	0.016	0.016
Fallo de aislamiento	0.055	0.02
VECF	0.313	0.313
ECF	0.002	0.002
LCF	<< 0.001	0.002
Venteo tardío	0.453	0.259
NoVB NoCF	0.145	0.255
NoCF	0.011	0.133
Total analizado	—	

*En el IPE la mayoría está clasificada como fallo tardío de la contención, por considerarse este estado más limitante que el no aislamiento y por ser el que está presente en el momento del daño al núcleo.

Considerando que en la central nuclear de Cofrentes la frecuencia de daño al núcleo (FDN) obtenida en el nivel 1 del APS es de 2.91×10^{-6} , se obtiene una frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF) de 1.01×10^{-6} , valor superior al obtenido en el IPE por las razones anteriormente expuestas.

La tabla siguiente muestra en detalle los resultados del análisis de la progresión del accidente llevado a cabo en esta evaluación para todos los EDP (matriz C). Los números entre corchetes representan los resultados del IPE, y los EDP se muestran con los números del IPE. Los fallos tempranos de la contención con el sistema de aspersión están dominados por el fallo de las penetraciones del pozo seco y de la contención debidos a las explosiones de vapor fuera de la vasija, mientras que los fallos tempranos de la contención sin aspersión se deben fundamentalmente a escenarios SBO con recuperación temprana de la corriente alterna. La probabilidad condicionada de que no operen los HIS durante SBO es un orden de magnitud superior que para otros iniciadores. Lo mismo ocurre en la fase tardía de los escenarios SBO. Por otra parte, no se ha dado crédito a la recuperación del aislamiento de la contención en el caso de recuperación tardía de la corriente alterna.

En el IPE se da poco crédito a la refrigeración del núcleo fundido (*debris*), y de ahí la necesidad del venteo tardío de la contención, mientras que en esta evaluación se considera el tema como fenomenológicamente incierto. Además, el IPE no da crédito total al sistema de aspersión de la contención cuando no se dispone de los intercambiadores de calor, mientras que en la evaluación sí se da crédito en aquellas situaciones en las que el funcionamiento del sistema de aspersión es a través del sistema de protección contra incendios. Por otra parte, en la evaluación se considera que si el sistema de inyección está disponible y activado, es operable, mientras que el IPE da crédito a los posibles fallos del sistema en el caso de dañarse las tuberías o el equipo debido a fenómenos del accidente severo. Las diferencias mencionadas en las hipótesis dan lugar a que se obtengan diferentes probabilidades condicionadas asociadas al modo de fallo de contención intacta.

Probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada PDS (Matriz-C)

PDS	Frecuencia (por año)	VECF	ECF-Sp	ECF-no Sp	LCF-Sp	LCF-no Sp	L Vent	No CF	No aislamiento	Derivación
HP 34, 44, 46, 47, 69, 71 (1)	6.06x10 ⁻⁷	0	0.001	0	0.004	< 0.001	0.193	0.802	0	—
TC 51,55	5.22x10 ⁻⁷	1 *	0	0	0	0	0	0	0	—
TNC 38,37,41,42	2.04x10 ⁻⁷	0	0.006	0	0	0	0	0.994	0	—
TW 63,59,61,65,66	3.57x10 ⁻⁷	1 *	0	0	0	0	0	0	0	—
LOCA 27,24	3.65x10 ⁻⁸	0	0.005	0	0.005	0	0	0.990	0	—
T 36,39,40,43	5.17x10 ⁻⁷	0	0.002	< 0.001	0.002	< 0.001	0.251	0.744	0	—
SBO 1,3,6	8.07x10 ⁻⁸	0	0.005	0.095	0.004	0.064	0.779	0.053	0	—
TC 52,56	3.92x10 ⁻⁸	1 *	0	0	0	0	0	0	0	—
LOCA 25,28,30,33	1.82x10 ⁻⁷	0	0	0.004	0	0.005	0.971	0.02	0	—
SBO 7,16,17	3.41x10 ⁻⁷	0	0	0.073	0	0.004	0.754	0	0.169	—
V 73	4.66x10 ⁻⁸	—	—	—	—	—	—	—	—	1
Probabilidad total condicionada	—	0.313 [0.313]	0.001	0.011 [0.039]	0.0017	0.003 [0.001]	0.254 [0.418]	0.382 [0.156]	0.055 [0.055]	0.016 [0.016]
Frecuencia total	2.93x10 ⁻⁶	9,18x10 ⁻⁷	3,45x10 ⁻⁹	3,33x10 ⁻⁸	3,96x10 ⁻⁹	7,54x10 ⁻⁹	7,43x10 ⁻⁷	1,12x10 ⁻⁶	5,76x10 ⁻⁸	4,66x10 ⁻⁸

Incluye secuencias de alta presión de SBO. *Debido a la recuperación dentro de la vasija, la probabilidad condicionada de detener el núcleo (es decir, no rotura de vasija) es 0.065, 0.17, y 0.023 para estos PDS respectivamente. La probabilidad total condicionada de VECF con recuperación dentro de la vasija es 0.029, con una frecuencia cercana a 1x10⁻⁷

II.8. Identificación de vulnerabilidades

La mayor parte de las vulnerabilidades potenciales ha sido identificada en el estudio IPE. La mayoría se refiere a las asociadas con los ATWS y al fallo del aislamiento tras pérdida de la corriente alterna. Sin embargo, la distinta interpretación del estado de los sistemas entre el IPE y la evaluación, afecta a la categorización de las secuencias de ATWS críticas. En el IPE se ha supuesto que el fallo de la contención da lugar al fallo de todas las bombas del sistema de refrigeración de emergencia, con lo que se satura la piscina de supresión en el momento del daño al núcleo sin haber perdido por completo su capacidad de filtrado (*scrubbing*). En este análisis de evaluación independiente, se supone que si las bombas de ECCS no cavitan en el momento del fallo de la contención y se evapora la mayor parte del agua de la piscina, se pierde prácticamente toda la función de *scrubbing* de la piscina de supresión.

Por otra parte, los cálculos realizados con MELCOR indican que los criterios de éxito del nivel 1 en transitorios con pérdida de la extracción del calor residual son conservadores, y realizando cálculos más realistas en el nivel 1, la mayoría de estos escenarios no darían lugar al daño del núcleo; si bien, por motivos de consistencia, en la evaluación del nivel 2 se han empleado los resultados existentes del nivel 1.

II.9. Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos

Mediante estudios de sensibilidad, se ha evaluado el impacto de varias estrategias de Gestión de Accidentes Severos sobre la probabilidad de fallo de la contención y el riesgo de actividad de las liberaciones al exterior.

Las acciones de Gestión de Accidente Severo consideradas en esta evaluación no tienen por qué coincidir con las que realice el titular en el futuro.

Tomando como referencia las guías de Gestión de Accidentes Severos desarrolladas por el grupo de propietarios de reactores BWR, se han analizado las acciones aplicables a la central nuclear de Cofrentes y las que se han dado crédito en el IPE y en qué medida, las cuales se incluyen en la siguiente tabla.

El IPE ha dado crédito a la mayor parte de las acciones, ya introducidas en los POEs. Sin embargo no se ha dado crédito al venteo de la contención para controlar el hidrógeno (venteo temprano) y para permitir la inyección de agua a baja presión en el pedestal, ni al venteo de la vasija del reactor para permitir la inyección de agua a baja presión cuando sea aplicable. El IPE supone correctamente que estas dos acciones pueden ser perjudiciales. En efecto, el venteo de la vasija puede ser perjudicial, pues abre una derivación de la contención al condensador y de ahí al edificio del reactor.

En la evaluación se ha estimado el aumento del riesgo asociado a estas dos acciones.

Para el análisis del venteo de la vasija, se han calculado los términos fuente suponiendo una descarga desde la vasija al edificio del reactor con un factor de descontaminación de 2 en el condensador.

Resumen de las medidas de gestión de accidentes consideradas en los reactores BWRs.

Función	Acción	Criterio de decisión	Equipo empleado	Estado	Aplicabilidad Cofrentes
Núcleo degradado frío	Añadir agua a la vasija	Nivel de la RPV	ECCS, agua de servicios, agua del sistema de protección contra incendios, venteo de la vasija	POE's	Sí, se ha dado crédito (No se ha dado crédito al venteo de la vasija)
	Despresurización de la RPV	Siempre	SRV, vapor principal, ADS	POE's	Si, se ha dado crédito
	Inundación fuera de la vasija	Nivel de RPV 1 < 2/3 del núcleo	Cualquier fuente de agua, venteo de la vasija	POE's SAG	Si se ha dado crédito, (No se ha dado crédito al venteo de la vasija)
Control de gases combustibles	Ignitores, convertidores, recombinadores	Hidrógeno < 4%	Recombinadores, ignitores	POE's, SAG	Si, se ha dado crédito
Control de la temperatura o de la integridad de la contención	Iniciar la aspersión de la contención	Temperatura DW > diseño	LPCI	EOPs	Si, se ha dado crédito
	Inundación de la contención	Nivel RPV < 2/3 núcleo	Cualquier fuente	EOPs, SAG	Si, se ha dado crédito
	Venteo de la contención	P < tarado, o nivel < TAF, o hidrógeno en contención	Sistema de venteo	EOPs, SAG	Si, se ha dado crédito solo para el control tardío de presión
	Control de la temperatura de la piscina de supresión	T > 90F	LPCI, PCI	EOPs	Si, se ha dado crédito
	Aislamiento de la contención, prevenir o mitigar derivación	Siempre	CIVs	EOPs	No se ha dado crédito, no sistema disponible

En la siguiente tabla se muestra el impacto en el riesgo del venteo temprano de la contención y venteo de la vasija.

Impacto en el riesgo del venteo temprano de la contención y venteo de la vasija

Medida del riesgo	Venteo temprano de la contención	Venteo de la vasija
Aumento en el riesgo total de actividad (%)	75	120
Aumento en el riesgo de actividad de los aerosoles (%)	2	150

Puede observarse un aumento en el riesgo en el caso del venteo temprano de la contención fundamentalmente debido a liberaciones tempranas; también el venteo de la vasija da lugar a un aumento en el riesgo, con lo que estos análisis están de acuerdo con lo indicado en el IPE.



III. Conclusiones



III. Conclusiones

La evaluación del nivel 2 del APS de la central nuclear de Cofrentes, 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 en el IPE 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 en el IPE); 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 del IPE.

En la siguiente tabla se comparan las probabilidades condicionadas de los diferentes modos de fallo de la contención resultado de la evaluación, del IPE y de la planta de Perry.

Puede observarse como la derivación de la contención (secuencia V, contención no aislada, fallo de la contención antes del daño al núcleo) representa mas del 35% de la frecuencia total de daño al núcleo. Estos sucesos dan lugar a grandes liberaciones tempranas, aunque en el caso de la central nuclear de Cofrentes el fallo temprano de la contención contribuye poco al riesgo. Los estados finales en los que es necesario un venteo tardío o la contención no falla, abarcan mas del 60% del daño al núcleo, resultado que coincide tanto en el IPE como en la evaluación, lo cual se debe a que se ha dado crédito a la mayoría de las acciones de los POEs tras el daño del núcleo.

Comparación de la probabilidad de fallo de la contención en porcentaje de la frecuencia total de daño al núcleo.

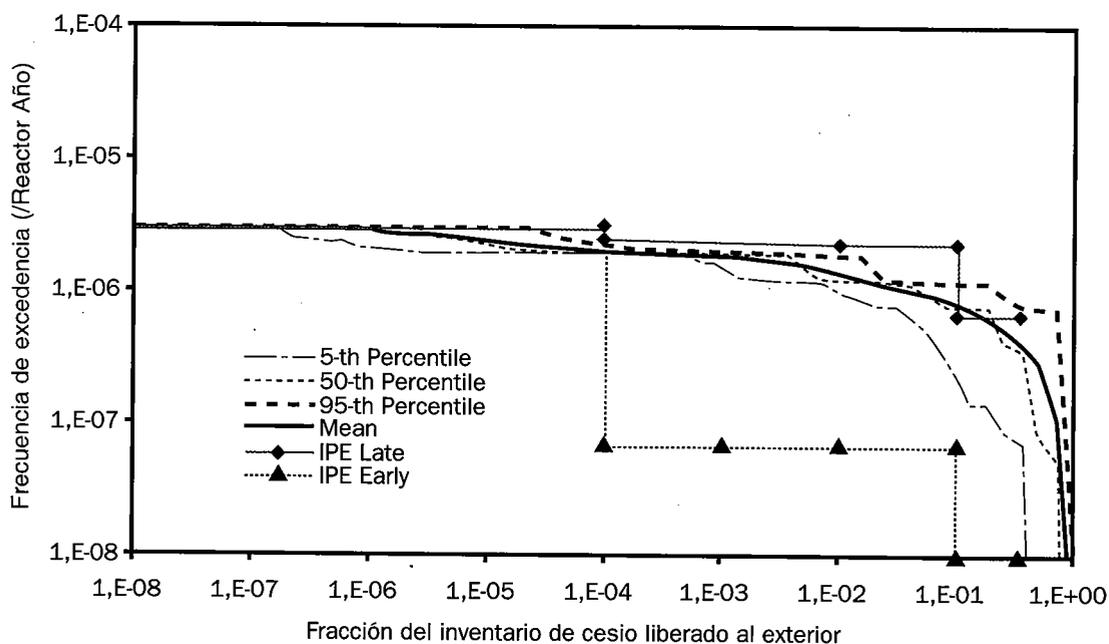
Comparación de la probabilidad de fallo de la contención en porcentaje de la frecuencia total de daño al núcleo

Modo de fallo de la contención	Perry IPE	IPE	CSN/ERI
Frecuencia de daño al núcleo (por año)	1.3×10^{-5}	2.9×10^{-6}	2.9×10^{-6}
Derivación de la contención (%)	<1	1.6	1.6
Fallo de la contención antes del daño al núcleo (%)	18.3	31.3	31.3
Fallo temprano de la contención (%)	5.9	0.2	0.2
Fallo tardío de la contención (%)	7.4	<<0.1	0.2
Venteo tardío	29.3	45.3	25.9
No fallo de la contención (%)	39.1	15.6	38.2
Fallo de aislamiento (%)	—	5.5	2

En cuanto a los términos fuente, no es posible una comparación directa de los resultados de la evaluación con los del IPE. En la figura siguiente se muestra a título ilustrativo una comparación de la frecuencia de excedencia de las liberaciones de CsI con las estimaciones cualitativas obtenidas en el IPE. El IPE solo identifica las clases de liberación en grandes, medias, pequeñas, muy pequeñas y despreciables.

En general, los resultados del IPE no son muy diferentes de los obtenidos en la evaluación independiente, no coincidiendo los momentos de liberación. Los resultados de algunas secuencias analizadas no están de acuerdo con las conclusiones reflejadas en el IPE, como es el caso de los ATWS críticos, que dan lugar a grandes liberaciones tempranas.

Frecuencia de excedencia de las liberaciones de CsI en comparación con los resultados puntuales del IPE.



El estudio IPE ha considerado la mayor parte de los accidentes severos, considerando poco probable la probabilidad de una pérdida del agua de la piscina de supresión como consecuencia de la operación continuada de las bombas del ECCS en escenarios ATWS, que conduciría al descubrimiento de los *quenchers* y la posterior liberación de productos de fisión no serían filtrados.

Las secuencias de alta presión tienen pequeña contribución, por lo que el calentamiento directo de la contención es poco significativo. La contribución de la combustión de hidrógeno al fallo

temprano de la contención también es pequeña debido a la alta disponibilidad del sistema de ignitores (operados por DC).

Por otra parte, los ATWS contribuyen mas del 50% al riesgo de actividad, debido a su alta contribución a la frecuencia de daño del núcleo y a la posibilidad de derivación de la piscina de supresión que provoca una liberación de productos volátiles elevada.

Como conclusión final, el estudio IPE presentado por la central nuclear de Cofrentes ha empleado una metodología detallada considerando la mayor parte de los fenómenos de accidente severo y analizándolos mediante árboles de descomposición. Las probabilidades asignadas a los fenómenos de accidente severo proceden básicamente de estudio IPE de la central de Perry y del NUREG-1150, habiendo hecho uso limitado de los datos de la planta. Por otra parte, el IPE ha estimado cualitativamente el término fuente en liberaciones grandes, medias, pequeñas, muy pequeñas y despreciables.

La central nuclear de Cofrentes ha realizado un estudio IPE con una metodología adecuada, si bien se deben ajustar, si hubiera lugar a ello, los términos fuente a sus momentos de liberación. [Ref 11]

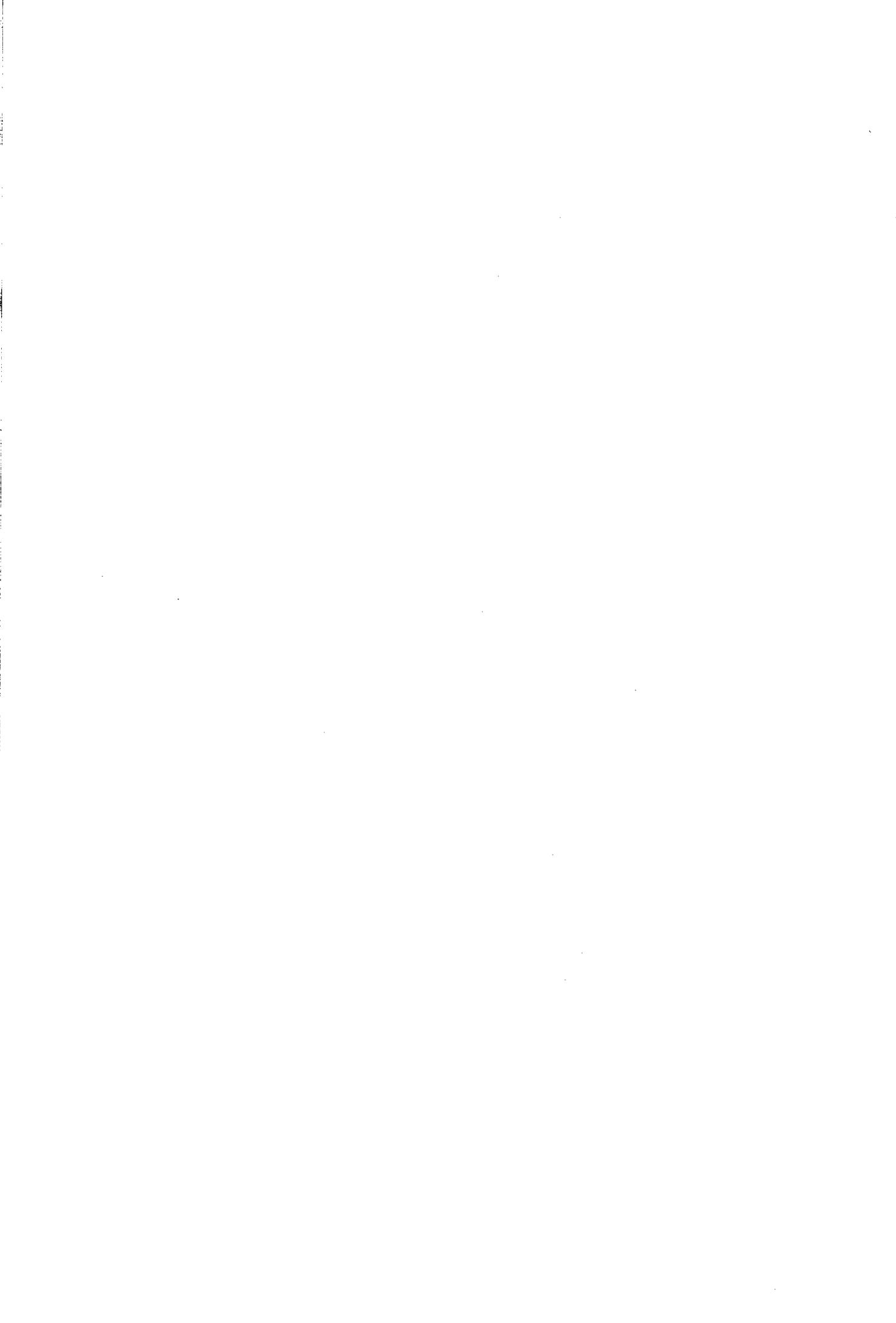


IV. Referencias

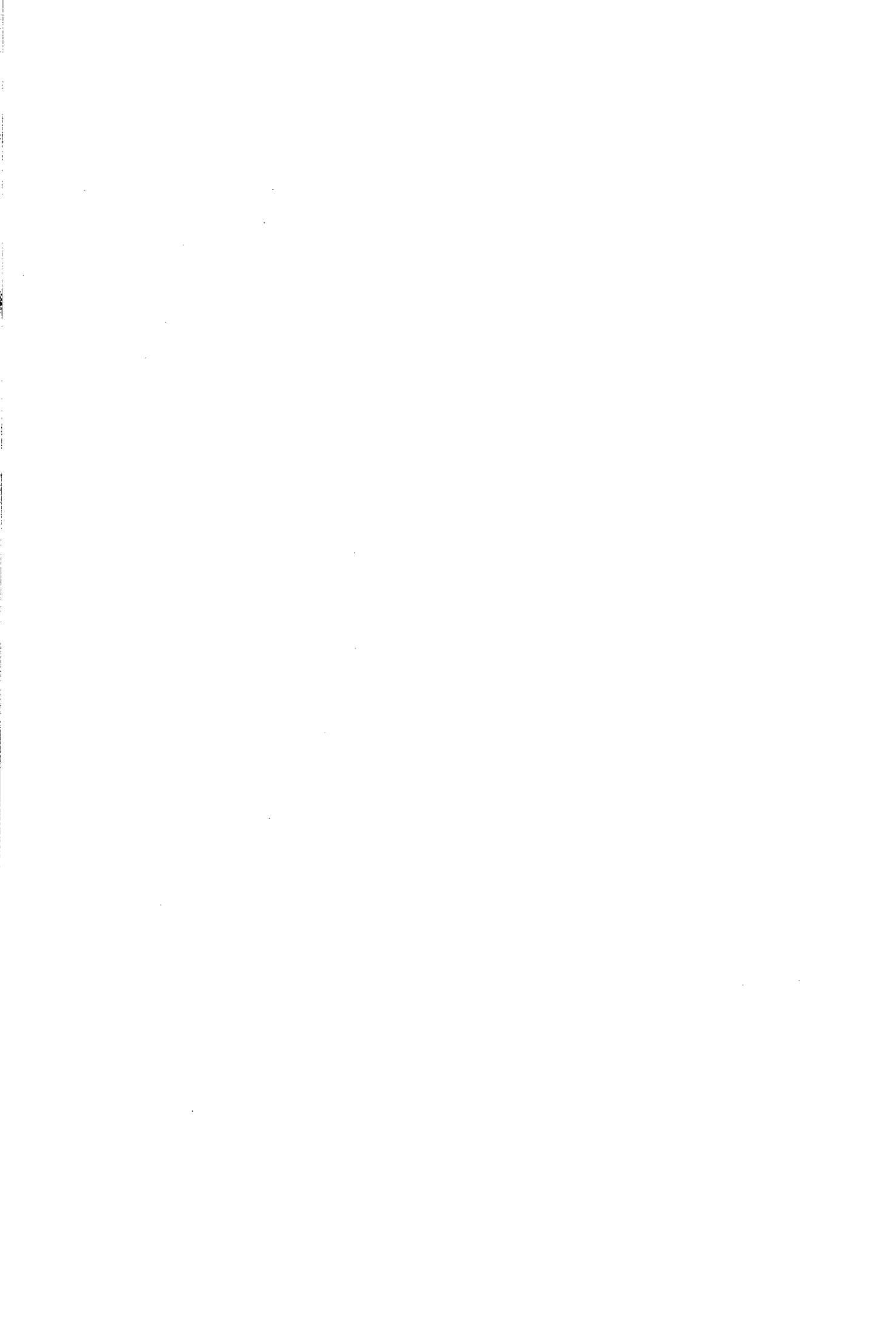


IV. Referencias

- [1] Carta de la central nuclear de Cofrentes al CSN, CENCO-CSN-C-453 del 1 de diciembre 1998. «Análisis Probabilista de Seguridad IPE/ la central nuclear de Cofrentes. Doc. nº K90-5-50-2».
- [2] Carta CSN-C-DT-99-434 del 24/6/99 del CSN a la central nuclear de Cofrentes., «Comentarios al APS nivel 2 de la central nuclear de Cofrentes».
- [3] Carta CENCO-CSN-C-724 del 22 de julio de 1999. «La central nuclear de Cofrentes. Respuestas a Comentarios del CSN al IPE».
- [4] Informe de evaluación del nivel 2 del IPE/APS de la central nuclear de Cofrentes. CSN/IEV/APFU/COF/PEP/0002/609. Febrero, 2000.
- [5] «Análisis de la capacidad última de la contención. Rev. 0 Junio 1998. Información adicional. CENCO-CSN-C-602. Abril 1999.
- [6] Informe de evaluación de los análisis de la capacidad última y fiabilidad estructural de la contención de la central nuclear de Cofrentes. CSN/IEV/IMES/COF/PEP/9906/576. 28/6/99.
- [7] Carta de CSN a la central nuclear de Cofrentes, CSN-C-DT-99-635 del 17/9/99.
- [8] Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes comunicando las conclusiones de la evaluación del IPE/APS de nivel 2, CSN-C-DT-00-294. Madrid 15 de mayo de 2000.
- [9] Carta de la central nuclear de Cofrentes al CSN, del 20 de noviembre de 2000. «La central nuclear de Cofrentes. IPE/APS nivel 2. Respuesta a Conclusiones de la Evaluación». Anexo al Informe Final Doc. Nº K90-5-51-2.
- [10] Informe de evaluación del Anexo al Informe Final del APS de nivel 2 de la central nuclear de Cofrentes. CSN/IEV/APFU/COF/PEP/0106/1686.
- [11] Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes. Evaluación del APS/IPE nivel 2, Rev. 2. Madrid 20 de junio de 2001. CSN-C-DSN-01-290.



V. Anexos



**Carta del CSN a la central nuclear de Cofrentes. Evaluación del APS/IPE nivel 2, Rev. 2.
Madrid 20 de junio de 2001. CSN-C-DSN-01-290**

Justo Dorado, 11. 28040 Madrid
Tel.: 91 346 01 00
Fax: 91 346 05 88



Madrid, 20 de junio de 2001

C.N.COFRENTES
Edificio Castellana
C/ Hermosilla 3
28001 Madrid
A la atn.: D. Mariano Gómez

N/Ref. : CSN-C-DSN-01-290
CNCOF/COF/01/39

ASUNTO: EVALUACIÓN DEL APS / IPE NIVEL 2, rev.2.

Muy Sr. mío:

Una vez revisada la documentación transmitida por carta de referencia 2000/07814, en respuesta a las cuestiones del CSN sobre el Asunto, transmitidas por carta de referencia CSN-C-DT-00-294, se considera concluida la evaluación del APS / IPE Nivel 2, rev.2, sin puntos pendientes de resolución.

No obstante, debe ponerse de manifiesto que, en relación con los ajustes del término fuente a los tiempos de liberación, los criterios empleados para establecer los porcentajes de liberación, así como los tiempos de liberación, deberán ser revisados una vez concluyan los análisis en curso sobre la definición del LERF, dentro del marco del Grupo Mixto.

Atentamente,

Antonio Gea Malpica
DIRECTOR TÉCNICO DE SEGURIDAD NUCLEAR

C/C: CCN2, CNCOF, APFU, IR

