

# Evaluación del nivel 2 del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear de Almaraz

---

# CSN

Colección  
Otros Documentos  
23.2000



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

---

Colección  
Otros Documentos CSN  
Referencia: ODE-04.13

© Copyright 2000, Consejo de Seguridad Nuclear

Edita y distribuye:  
Consejo de Seguridad Nuclear  
Justo Dorado, 11  
28040 Madrid. España  
<http://www.csn.es>  
[peticiones@csn.es](mailto:peticiones@csn.es)

Maquetación e impresión:  
Fareso, S. A.  
Paseo de la Dirección, 5  
28039 Madrid

ISBN: 84-95341-21-2  
Depósito legal: M. 49.874-2000

## Índice

<b>Introducción</b> .....	5
<b>I. El Análisis Probabilista de Seguridad de nivel 2 (IPE/APS) de la central nuclear de Almaraz</b> ....	11
I.1 Metodología empleada en el IPE .....	13
I.2 Metodología empleada en la evaluación independiente .....	16
<b>II. Evaluación independiente del IPE/APS de la central nuclear de Almaraz</b> .....	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 .....	29
II.6 Términos fuente .....	31
II.7 Tratamiento de las incertidumbres .....	32
II.8 Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos .....	35
<b>III. Conclusiones</b> .....	37
<b>IV. Anexo</b> .....	43
1 Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz indicando la aceptación del APS de nivel 2 .....	45



# **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 daría 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 requirió en 1988 a todas las plantas de EEUU, la realización de 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 de APS requeridos en España.

Con estos antecedentes, el CSN requirió 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 de 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 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; seguidamente 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 las probabilidades 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 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 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 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 Almaraz**



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

El CSN aprobó el APS de nivel 1 de central nuclear de Almaraz mediante la carta CSN-C-DT-91-163 del 9 de abril de 1991. En dicha carta se mencionaba la ampliación futura del alcance requerido, con lo que la central nuclear de Almaraz, 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, cuyo estudio presentó al CSN en marzo de 1995 <sup>(1)</sup>.

### **I.1. Metodología empleada en el IPE**

#### **I.1.1. Objetivos**

Los objetivos del estudio IPE nivel 2 de la central de Almaraz, 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
- Identificación de potenciales vulnerabilidades de la planta para hacer frente a las secuencias identificadas en el punto anterior
- Identificación de posibles mejoras, si son necesarias, en el diseño, procedimientos o prácticas de los operadores, que permitan reducir dicha vulnerabilidad.

#### **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 implica la ocurrencia o no de daño al núcleo, pero sí la posterior evolución del accidente y el comportamiento de la contención (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).

---

<sup>(1)</sup> Carta de la central nuclear de Almaraz al CSN (AL-CSN-95/0185-c del 14 de marzo de 1995. *Análisis Probabilista de Seguridad IPE*.

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, descarga del inventario del tanque de agua de recarga en contención antes del fallo de la vasija, estado de la refrigeración de emergencia en modo de recirculación y presión del sistema de refrigeración del reactor durante el daño al núcleo y en el momento del fallo de la vasija.

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.

### 1.1.3. 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 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 (STD).

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 NUCAP+, 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.

#### 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.

## **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; y
- 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 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, mas 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 detalladamente 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 profundidad 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 cualquiera 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 se ha analizado 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, *bypass* y fallo temprano de la contención por sobrepresión o sobretensión.
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 planteadas 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 radionucléidos en grupos radiológicos en cuanto a su consistencia con las propiedades químicas y termodinámicas de los radionucléidos.
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) planteadas 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 realizarse 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. 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 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 parte del titular del comportamiento del accidente severo que pueda tener implicaciones significativas.

#### **I.2.3.3. 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, que 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 Almaraz**



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

### II.1. Introducción

El nivel 2 del APS de la central nuclear de Almaraz (IPE) fue remitido y presentado a los técnicos del CSN en 1995. 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 contrar los servicios de la empresa ERI Consulting en febrero de 1998 para que asesore al CSN en la evaluación del APS de nivel 2 de la central nuclear de Almaraz.

A lo largo del proceso de evaluación, se emitieron comentarios<sup>(2)</sup> al informe IPE de la central nuclear de Almaraz, cuyas respuestas fueron valoradas por el CSN<sup>(3)</sup>.

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

Tras incorporarse los comentarios, se emitió 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 Almaraz.

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 Almaraz ha remitido al CSN su estudio de nivel 2 del APS (IPE).

---

<sup>(2)</sup> Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz (CSN-C-DT-98-372 del 26 de mayo de 1998). *Comentarios al APS nivel 2 de la central nuclear de Almaraz.*

<sup>(3)</sup> Carta de la central nuclear de Almaraz al CSN (AL-CSN-98/0329-C del 11 de noviembre de 1998). *Respuestas a los comentarios del APS nivel 2 de la central nuclear de Almaraz.*

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

Por otra parte, se evalúa el IPE de la central nuclear de Almaraz 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 posteriormente son discutidas con los responsables de la central nuclear de Almaraz.

### **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.

Los criterios de agrupación de secuencias empleados en el IPE, se han mantenido en la evaluación independiente, por considerarse adecuados, salvo los LOCAs pequeños y LOCAs intermedios, que se han agrupado en un solo estado de daño de la planta; hay que tener en cuenta que desde el punto de vista del tiempo de despresurización del primario, los LOCAs intermedios podrían agruparse con los LOCAs grandes por ser ambos representativos de secuencias de baja presión (<10 bars), sin embargo la agrupación de LOCAs pequeños e intermedios es conservadora considerando los tiempos de los que dispone el operador para la realización de acciones.

## II.4. Respuesta de la contención

Para estudiar el comportamiento de la contención frente a los accidentes severos, se han usado los resultados de la evaluación del *análisis de la fiabilidad estructural de la contención* realizada por el CSN (CSN/IEV/IMES/ALO/PEP/9802/08).

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 como un tema incierto y se han incluido en el proceso de cuantificación del APET (Árbol de Sucesos de la Progresión del Accidente).

El tratamiento se ha realizado mediante la consideración de plantas *W* similares y escalado a Almaraz de variables significativas de las plantas de este tipo en las que se ha realizado un análisis de detalle. Las variables consideradas como más importantes son: la fracción del núcleo relocalizado al pleno inferior, el área de la placa soporte del núcleo, la energía térmica del fundido, la relación de conversión de energía térmica a energía mecánica y la energía absorbida por las estructuras. Con valores conservadores de estas variables, se ha estimado en plantas tipo *W* una probabilidad de  $10^{-4}$  para las explosiones de vapor dentro de la vasija, y este valor se ha tomado como adecuado para la central nuclear de Almaraz.

*Las explosiones de vapor fuera de la vasija* no han sido consideradas como tema incierto, y por lo tanto no se incluyen en el APET. Este fenómeno sólo podría dar lugar a un fallo de la contención de manera indirecta, por fallo de las penetraciones; además deben darse las circunstancias propicias y necesarias para que tenga lugar la explosión de vapor; éstas son, que haya agua suficiente en la cavidad y que la rotura de la vasija tenga lugar a presiones bajas. En el caso de Almaraz, el agua a la cavidad sólo puede provenir del rociado de la contención (un 4,15% del mismo llega a la cavidad). Por estas razones no se han incluido las explosiones de vapor fuera de la vasija como tema incierto en el APET, por ser su probabilidad extremadamente baja.

Se han considerado las cargas a la contención en el caso de *descarga del primario y por presurización por gases no condensables*, para varios posibles escenarios. Durante las primeras fases del accidente, las cargas son debidas al vapor, mientras que en las fases tardías se deben a gases no condensables procedentes fundamentalmente de la interacción del núcleo fundido con el hormigón. Cuando no operan los sprays (sistema de rociado de la contención), ni los cambiadores del RHR, la presión en contención puede superar la capacidad de ésta entre los 120.000 y 180.000 segundos (33,3 a 50 horas). Con los intercambiadores del RHR y los sprays en modo de recirculación se puede mantener la presión a 1,5 bar, reduciendo además, en las primeras fases del accidente, la presión del vapor, por condensación del mismo. Sin embargo, no ocurre lo mismo en las fases tardías, en las que se pueden alcanzar presiones de 5 a 6 bar. Las mayores presurizaciones de la contención ocurren en los transitorios y pequeños LOCAs (sin considerar al DCH).

Los resultados obtenidos en la evaluación independiente con el código MELCOR para la *generación de hidrógeno* dentro de la vasija no difieren apreciablemente de los obtenidos con MAAP en el IPE. Las incertidumbres más importantes en este tema residen en la oxidación del zircaloy dentro de la vasija, donde la generación de hidrógeno se encuentra en un rango del 20 al 40%. La generación de hidrógeno fuera de la vasija, considerando en el caso *best-estimate* que se oxida el 100% del zirconio, hará que la combustión siempre sea posible cuando exista una fuente de ignición.

Se han estimado las cargas a la contención debidas a la combustión de H<sub>2</sub> y de CO empleando un modelo paramétrico adiabático (código ERPRA-BURN). Los cálculos realizados específicos para Almaraz dan una probabilidad condicionada de fallo de la contención en la fase temprana y tardía. La probabilidad condicionada de fallo de la contención en la fase temprana (antes del fallo de la vasija) es cero. La probabilidad condicionada obtenida para el fallo tardío es pequeña; sólo cuando se recupera tardíamente el rociado de la contención, la probabilidad de fallo es uno, es decir, falla la contención.

Calentamiento directo de la contención, DCH (*Direct Containment Heating*). Las cargas a la contención debidas al DCH sólo se producen en los escenarios en los que la vasija falla a altas presiones, y ésto tiene lugar en los transitorios y LOCAs pequeños. En estos casos no ha tenido lugar una suficiente despresurización del primario y la presión dentro de la vasija es superior a 10 bars. El tema del DCH ha sido largamente investigado, y resuelto por la NRC para las plantas tipo *W* como es el caso de Almaraz, tras la realización de estudios para las plantas de Zion y Surry. En la resolución del DCH para Almaraz se han tenido en cuenta las características específicas de la planta (diferentes de las de Surry). Se han considerado los posibles caminos de dispersión del núcleo fundido desde la cavidad, y en especial el fallo de dos de los cuatro paneles de alivio que existen en la cavidad de Almaraz y que están diseñados para abrirse cuando la diferencia de presión entre la cavidad y el compartimento inferior es superior a 2 psi (0,014 MPa. En el IPE realizado por Almaraz el tema del DCH se ha resuelto con los modelos de MAAP, donde se estiman las cargas del DCH debidas al escape del núcleo fundido a alta presión desde la vasija, HPME (*High Pressure Melt Ejection*). Los resultados obtenidos en el IPE, considerando incluso la posibilidad de rotura de la línea de compensación antes que la vasija, en secuencias de alta presión, dan una probabilidad despreciable ( $10^{-4}$ ) para el fallo de la contención debido al DCH.

La evaluación independiente emplea la metodología de resolución del DCH aplicada a Surry. Los resultados de esta evaluación, aún sin considerar la posibilidad de la rotura de la línea de compensación en secuencias de alta presión, antes de la rotura de la vasija, dan una probabilidad condicionada de fallo de la contención debida al DCH de cero. Este tema no se ha considerado como incierto, sin embargo si se ha incluido en el APET para posibles análisis de sensibilidad.

*Refrigerabilidad del debris e interacción del núcleo fundido con el hormigón*

La refrigerabilidad del núcleo fundido cuando está cubierto por una capa de agua se ha considerado en la evaluación como totalmente incierto y se le ha asignado una probabilidad de 0,5. La predicción de la erosión del hormigón y generación de gases no condensables se ha llevado a cabo con CORCON-Mod3 (integrado en MELCOR). Las predicciones de las erosiones radiales y axiales obtenidas con MAAP en el IPE son similares en condiciones de cavidad seca. Teniendo en cuenta que el espesor del hormigón en la cavidad de Almaraz es de 3,5 m, las predicciones con MELCOR indican que se alcanzaría una penetración máxima de 2,2 m en dos días; y extrapolando estos resultados resulta que se tardaría de tres a cuatro días para atravesar la losa de la cavidad, por lo que se ha considerado como muy improbable la penetración de la losa de la cavidad en 48 horas, asignando una probabilidad de 0,01.

*Refrigerabilidad del núcleo fundido dentro de la vasija.*

Se ha considerado la recuperación de la inyección tras la recuperación de la corriente alterna como posible camino para refrigerar el núcleo degradado dentro de la vasija, tema que lleva asociada una gran incertidumbre. Debido a las grandes incertidumbres, se ha asignado una probabilidad condicionada de 0,5 a la refrigerabilidad por reinundación del núcleo degradado dentro de la vasija tras la recuperación de la corriente alterna. Esta reinundación de la vasija generaría una cantidad adicional de hidrógeno que se ha tenido en cuenta.

**II.5. Análisis de la progresión del accidente severo**

En el IPE de Almaraz se emplea la metodología de árboles de descomposición de fenómenos, cálculos específicos con el código MAAP, árbol de sucesos de la contención y curva de fragilidad de la contención para estimar la probabilidad de fallo de la contención.

La evaluación independiente desarrolla un árbol de la progresión del accidente severo con 30 cabeceros, que contemplan tres fases temporales a lo largo de la progresión del accidente, a saber: muy temprana (hasta la relocalización del núcleo en el fondo de la vasija), temprana (incluye los fenómenos inmediatos a la rotura de la vasija) y tardía (incluye los fenómenos de varias horas después de la rotura de la vasija).

De los 23 estados de daño de la planta resultantes de agrupar las secuencias del nivel 1 que conducen al daño del núcleo, 17 se han cuantificado a lo largo del árbol de la progresión del accidente severo (APET), pues el resto corresponde a secuencias de *bypass* o fallo del aislamiento de la contención.

La cuantificación se ha realizado en base a los cálculos llevados a cabo con MELCOR y el código paramétrico ERPRA-ST.

Los criterios empleados en la cuantificación han sido de dos tipos, mediante el uso de probabilidades subjetivas o mediante métodos integrales; en el primer caso se asigna una probabilidad subjetiva en función de la probabilidad de superar un criterio de fallo, mientras que en el segundo caso se determina la convolución de la distribución de la incertidumbre asociada con la carga a la contención y la fragilidad de la misma. Por otra parte a aquellos sucesos totalmente inciertos se les asigna una probabilidad de 0,5.

*Agrupación de liberaciones de productos de fisión.* Como los estados finales obtenidos tras la cuantificación de los APET son demasiado elevados, 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. Tras la agrupación de estos estados finales del análisis de los APETs en función de una serie de atributos se obtienen 13 categorías de liberación. A modo de comparación, en la tabla siguiente se presentan estas categorías y sus características, y las correspondientes (aproximadas) del IPE de Almaraz.

Tabla de comparación de las categorías de liberación de la evaluación independiente y las categorías del IPE

CSN/ERI Categoría de liberación	Características	Central nuclear de Almaraz IPE. Categoría de liberación
R1	Fallo de la contención en el momento anterior al fallo de la vasija, los sprays funcionan en inyección y en recirculación	STC-1
R2	Fallo de la contención en el momento anterior al fallo de la vasija, los sprays no funcionan ni en inyección ni en recirculación	STC-3
R3	Fallo tardío de la contención tras el fallo de la vasija, pero antes de 48 horas desde el daño del núcleo, los sprays funcionan en inyección y en recirculación	STC-5 y STC-9
R4	Fallo tardío de la contención (antes de 48 horas desde el daño al núcleo), los sprays sólo funcionan en modo de inyección	STC-5 y STC-9
R5	Fallo tardío de la vasija (tras el fallo de la vasija, pero antes de 48 horas desde el daño al núcleo) (debido a la combustión), los sprays funcionan en recirculación tras el fallo de la vasija	STC-5 y STC-9
R6	Fallo tardío de la contención (dentro de las 48 horas desde el daño al núcleo), los sprays no funcionan	STC-5 y STC-9
R7	Contención intacta 48 horas tras el daño al núcleo y STC-6	STC-2, STC-4

Tabla de comparación de las categorías de liberación de la evaluación independiente y las categorías del IPE (continuación)

CSN/ERI Categoría de liberación	Características	Central nuclear de Almaraz IPE. Categoría de liberación
R8	Penetración del fondo de la cavidad en las 48 horas tras el daño al núcleo	STC-8
R9	Fallo del aislamiento de la contención (descubierto de agua)	STC-16
R10	Fallo del aislamiento de la contención (sumergido)	STC-17
R11	<i>Bypass</i> de la contención (suceso V) (descubierto de agua)	STC-20
R12	<i>Bypass</i> de la contención (suceso V) (sumergido)	STC-19
R13	SGTR (iniciado o inducido por temperatura), fallo del aislamiento de la contención*	STC-18

\* En el caso del fallo del aislamiento, corresponde a una fuga preexistente de 5 cm de diámetro.

## II.6. Términos fuente

En el IPE de Almaraz 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. Los grupos radiológicos de liberación empleados tanto en el IPE como en la evaluación independiente son similares.

Se han realizado cálculos con MELCOR y con el código paramétrico ERPRA-ST, para obtener las liberaciones dentro de la vasija, alcanzándose resultados parecidos.

En el análisis del transporte de los productos de fisión en el primario, MELCOR da valores de retención inferiores por no tener modelos de absorción química para los grupos volátiles. Se observa que en los escenarios de alta presión MELCOR calcula retenciones menores que las obtenidas en otras plantas y que las estimadas por el código paramétrico ERPRA-ST. Por otra parte en los escenarios de baja presión el grado de retención es mayor.

En cuanto a las liberaciones fuera de vasija, MELCOR predice mayor cantidad de productos de fisión refractarios (Ru, La, Ce) que los obtenidos por otras plantas y con el código ERPRA-ST.

En el análisis de la revaporización tras el fallo de la vasija se observa que la mayor parte de la revaporización tiene lugar a partir de 10 horas del accidente.

Se han comparado los resultados de MELCOR y ERPRA-ST con los de MAAP; de los análisis de las liberaciones para diferentes secuencias de Almaraz se han obtenido valores similares, con algunas diferencias debidas a las incertidumbres.

## II.7. Tratamiento de las incertidumbres

Uno de los aspectos más importantes de la evaluación independiente es el análisis de las incertidumbres. Si bien en el nivel 1 no se obtuvieron 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 Almaraz se ha usado el código EVNTRE desarrollado por Sandia National Laboratories.

De los 30 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.

Los temas considerados en el análisis de incertidumbre del APET son los siguientes:

- Interacción combustible-refrigerante (explosiones de vapor) a alta presión.
- Interacción combustible-refrigerante (explosiones de vapor) a baja presión.
- Refrigerabilidad del núcleo fundido por agua tras el fallo de los paneles de la cavidad.
- Refrigerabilidad del núcleo fundido por agua (sistema de recirculación disponible, que añade agua a la cavidad).
- Penetración de la losa de la cavidad.

Los resultados del análisis de la contención dan lugar a un número elevado de estados finales en el APET, por lo que éstos se han agrupado en 13 grupos de término fuente. Para cada uno de estos grupos de liberación se obtiene una probabilidad condicionada de liberación al exterior, con sus incertidumbres asociadas.

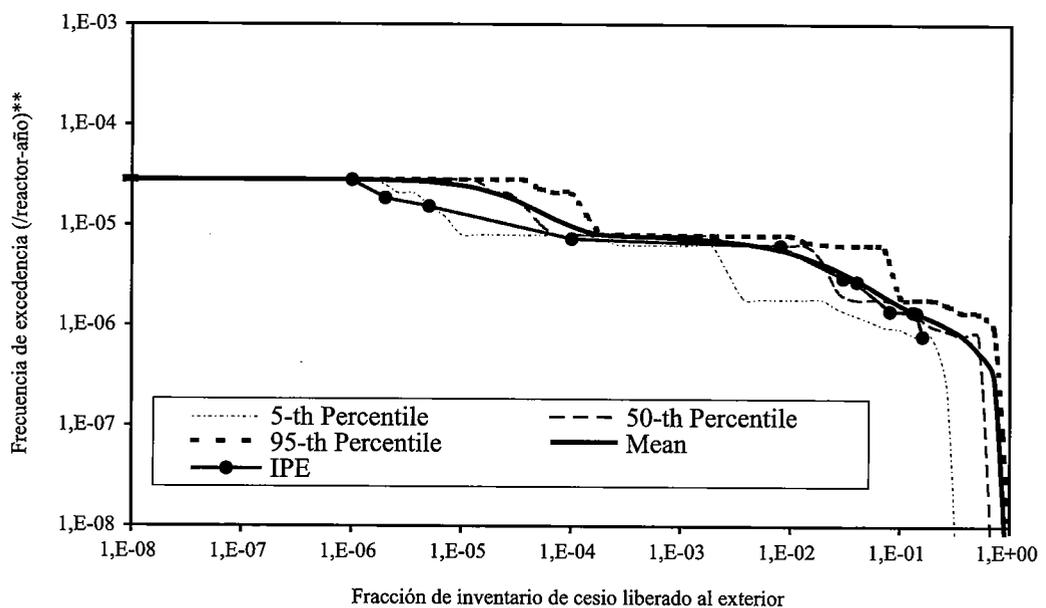
Los resultados de los análisis quedan bien reflejados en la matriz C, que contiene los valores medios de las probabilidades condicionadas de cada categoría de liberación o modo de fallo de la contención para cada estado de daño de la planta (EDP). En esta tabla se observa por ejemplo que la probabilidad media condicionada del fallo temprano y muy temprano de la contención es 0,063, de la cual  $5 \cdot 10^{-4}$  corresponde a fallo por rotura, 0,01 al fallo del aislamiento, y 0,053 al *bypass* de la contención. Teniendo en cuenta que la frecuencia de daño al núcleo es de  $2,8 \cdot 10^{-5}$  se obtiene que el LERF (frecuencia de las grandes liberaciones tempranas) es  $1,764 \cdot 10^{-6}$ , en Vandellós II el LERF obtenido era de  $2,47 \cdot 10^{-6}$ .

Matriz de la contención (Matriz-C)

EDP	Frecuencia (/Raño)	R1	R2	R3	R4	R5	R6	R7	R8	R9	R10	R11	R12	R13
1 (SBO)	1,1E-7	< 0,001	< 0,001	< 0,001				0,998	0,002					
4 (SBO)	1,53E-8	< 0,001			1,0									
9 (SBO)	1,57E-6	< 0,001				1,0								
10 (SBO)	7,69E-6	< 0,001					1,0		< 0,001					
11 (SBO)	6,39E-7	< 0,001					1,0		< 0,001					
12+14 Transitorio)	8,73E-7	< 0,001		0,0				0,993	0,006					
13 (Transitorio)	5,88E-7	< 0,001	< 0,001					0,996	0,003					
18 (transitorio)	8,65E-7	< 0,001			0,999			< 0,001						
25 (Transitorio)	3,35E-8	< 0,001	< 0,001					0,006	0,993					
26 (Transitorio)	5,09E-7	< 0,001	< 0,001				0,999	< 0,001						
28+29 (LLOCA)	5,52E-6	< 0,001						0,993						
31 (LLOCA)	2,12E-7	< 0,001	< 0,001		0,999			< 0,001						
33 (LLOCA)	7,33E-9	< 0,001	< 0,001				0,999	< 0,001						
35+37 (S/MLOCA)	1,94E-7	< 0,001	< 0,001					0,996	0,003					
36+38 (S/MLOCA)	1,31E-5	< 0,001	< 0,001					0,995	0,004					
41 (S/MLOCA)	8,34E-8	< 0,001	< 0,001		1,0			< 0,001						
42 (S/MLOCA)	1,38E-6	< 0,001	< 0,001		1,0			< 0,001						
64 (No aislado)	4,48E-8									1,0				
66 (No aislado)	6,87E-8									1,0				
67 (No aislado)	1,34E-7									1,0				
71 (No aislado)	3,66E-8									1,0				
72 (secuencia V)	9,56E-7										1,0			
73 (SGTR)	5,33E-7											0,829	0,171	
Probabilidad media		< 0,001	< 0,001	< 0,001	0,090	0,055	0,068	0,717	0,003	0,009	0,001	0,028	0,006	0,019
Frecuencia total (/Raño)	2,8E-5	1,4E-8	< 1E-9	< 1E-9	2,6E-6	1,6E-6	1,9E-6	2,0E-5	9,8E-8	2,5E-7	3,7E-8	7,9E-7	1,6E-7	5,3E-7

Se han analizado las incertidumbres asociadas a las liberaciones dentro de la vasija, las retenciones en el primario, las liberaciones fuera de la vasija, la retención de aerosoles en el secundario del GV, la revaporización tras el fallo de la vasija, el *scrubbing*, etc.. Los términos fuente no pueden compararse con los del IPE de Almaraz, ya que estos últimos no incluyen las incertidumbres.

Se comparan a continuación, en las siguientes curvas, las frecuencias de excedencia para la liberación de cesio con los valores puntuales del IPE de Almaraz, observándose un buen acuerdo en los resultados. Los valores obtenidos en el IPE se encuentran dentro de los rangos de incertidumbre obtenidos en la evaluación independiente.



Los términos fuente asociados a varias categorías de liberación se han convertido a actividades. Con respecto a la actividad de los aerosoles, la actividad mayor corresponde al fallo del aislamiento. Por otra parte desde el punto de vista del riesgo de actividad los mayores contribuyentes al riesgo total corresponden al fallo tardío. De los resultados puede concluirse que las acciones de gestión de accidentes relacionadas con la disponibilidad o recuperación del sistema de rociado de la contención son las que tienen un impacto más significativo en el riesgo de actividad.

Adicionalmente a la evaluación del nivel 2 del APS, se han realizado análisis de sensibilidad e importancia sobre posibles medidas de gestión de accidentes. Entre las medidas que aportan mayores beneficios en la reducción del riesgo están:

- La recuperación temprana del aislamiento de la contención.
- El venteo filtrado de la contención.

- El aislamiento del generador de vapor tras una rotura de tubos.
- La reinundación del generador de vapor tras SGTR
- La recuperación del rociado de la contención

## II.8. 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 la exterior.

Las acciones de gestión de accidente severo consideradas en esta evaluación no tienen que coincidir con las que realice el titular en el futuro.

A continuación se muestran las posibles estrategias de gestión de accidentes severos, incluyendo una descripción de cada estrategia, así como su correspondiente designación por la central nuclear de Almaraz de las Guías del Grupo de Propietarios de Westinghouse:

*Posibles estrategias de gestión de accidentes severos para la central nuclear de Almaraz*

Estrategia de gestión de accidentes	Discusión
SAM-1: Inyección alternativa de agua a la vasija.  GGAS-1-3	Se supone que se dispone de un sistema de inyección de baja presión, independiente de la corriente alterna, con el cual se puede inyectar agua a la vasija cuando el núcleo ya ha comenzado a degradarse. Se supone una recuperación de esta condición degradada antes de relocalizar el núcleo fundido al fondo de la vasija.
SAM-2: Inundación de la cavidad de la contención antes del fallo de la vasija.  GGAS-1-4, GGAS-1-8	Se supone que es posible inundar la cavidad de la contención antes de fallar la vasija lo suficiente como para que la parte inferior de la vasija quede cubierta (inyectando agua del tanque RWST a través del sistema de rociado, y después pasando el agua desde el suelo de la contención a la cavidad). Por otra parte se supone que el agua enfría la cabeza inferior de la vasija y el vapor generado puede escapar.
SAM-3: Inundación de la cavidad tras el fallo de la vasija. GGAS-1-4, GGAS-1-5, GGAS-1-8, GGRS-1-1	Se supone que se dispone de algún método para inundar la cavidad con agua tras fallar la vasija, para todos los estados de daño de la planta.
SAM-4: Recuperación temprana del fallo de aislamiento de la contención (tras el daño al núcleo). GGRS-1-4	Se supone que los operadores pueden recuperar el fallo del aislamiento de la contención antes de que tenga lugar una liberación significativa.

Posibles estrategias de gestión de accidentes severos para la central nuclear de Almaraz (continuación)

Estrategia de gestión de accidentes	Discusión
SAM-5: Recuperación del sistema de rociado de la contención.  GGRS-1-1, GGAS-1-5, GGAS-1-6	Se supone que se recupera el sistema de rociado de la contención en todos los estados de daño de la planta en los que la corriente alterna está disponible. Se supone que la probabilidad de recuperación antes del fallo de la vasija es 0,5, y que la probabilidad de recuperación tras el fallo de la vasija es 0,5. Hay que hacer notar que la recuperación del rociado antes del fallo de la vasija es beneficioso, sin embargo la recuperación después del fallo de la vasija es perjudicial (da lugar a una desinertización que conduce al fallo de la contención debido a la combustión del hidrógeno).
SAM-6: Aislamiento temprano de un generador de vapor tras la rotura de tubos. GGAS-1-5, GGRS-1-1	Se supone que los operadores aíslan el generador roto tras la rotura de tubos (tras el daño al núcleo pero antes de que haya tenido lugar una liberación significativa).
SAM-7: Inundación temprana de un generador de vapor fallado tras la rotura de tubos.  GGAS-1-1, GGAS-1-5, GGRS-1-1	Se supone que los operadores inundan el generador de vapor tras el daño al núcleo mediante las fuentes de inyección disponibles (por ejemplo: agua del sistema de protección contra incendios) tras una rotura de tubos, pero antes de que haya tenido lugar una significativa liberación de productos radiactivos.
SAM-8: Control del hidrógeno.  GGRS-1-3, GGAS-1-7	Se supone que se dispone de algún sistema para controlar la concentración del hidrógeno por debajo de los límites de inflamabilidad (por ejemplo: recombinadores).
SAM-9: Venteo de la contención.  GGRS-1-2	Se supone que es posible despresurizar la contención a presiones por debajo de la presión de fallo de la contención mediante venteos filtrados. Para esta acción se ha supuesto un factor de descontaminación de 1000 para la filtración de los aerosoles.

Con las hipótesis consideradas, las acciones que dan lugar a un mayor beneficio en la reducción del riesgo (reducción del riesgo de aerosoles en al menos un 5%) son:

- SAM-4 (recuperación temprana del fallo de aislamiento de la contención).
- SAM-9 (venteo filtrado de la contención).
- SAM-6 (aislamiento del generador de vapor tras una rotura de tubos).
- SAM-7 (inundación del generador de vapor tras una rotura de tubos).
- SAM-5 (recuperación del rociado de la contención).

Las acciones más significativas desde el punto de vista del riesgo son las que están relacionadas con las liberaciones tempranas.

### **III. Conclusiones**



### III. Conclusiones

La evaluación del nivel 2 de la central nuclear de Almaraz, se ha llevado a cabo mediante un proceso de evaluación independiente, partiendo de los resultados de nivel 1 realizados por la central de Almaraz y revisados por el CSN. 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.

La ventaja de la metodología empleada en esta evaluación independiente está en que el análisis efectuado mediante la estructura de árboles de la progresión del accidente severo y la modelación de las incertidumbres realizada permite conocer con rapidez el impacto de cualquier cambio en las hipótesis de los fenómenos de accidente severo modelados en el árbol sobre los modos de fallo de la contención o sobre el término fuente; esto es particularmente útil en el análisis de las estrategias de gestión de accidentes severos.

La conclusión más general obtenida a partir de la evaluación es que la contención de la central nuclear de Almaraz soporta las cargas debidas a fenómenos de accidente severo que tienen lugar en las fases iniciales de los accidentes severos; por otra parte debido a que el sistema de rociado de la contención opera en la mayoría de los estados de daño de la planta, la probabilidad total del fallo tardío es pequeña.

Las mayores vulnerabilidades que se pueden identificar a partir del análisis del término fuente y de los análisis de importancia, correspondientes a grandes liberaciones (mayores o iguales al 15% de yodo y cesio) se deben exclusivamente a los accidentes en los que hay una derivación de la contención, incluyendo los fallos del aislamiento.

La contribución de los fallos tempranos de la contención a esta categoría es muy pequeña. La frecuencia de estos accidentes es aproximadamente  $1,7 \cdot 10^{-6}$  por reactor y año, pero las consecuencias externas son muy grandes.

A continuación se comparan las probabilidades condicionadas de fallo de la contención obtenidas en la evaluación independiente y en el IPE de Almaraz.

Fallo de la contención	Vandellós II		Almaraz		Surry
	IPE	CSN/ERI	IPE	CSN/ERI	NUREG-1150
Fallo temprano	0,0	$6 \times 10^{-4}$	$< 0,001$	$6 \times 10^{-4}$	0,007
Fallo tardío (incluye BMT)	0,011	0,176	0,19	0,21	0,059 *
Bypass (ISLOCA o SGTR)	0,027	0,027	0,05	0,05	0,122
No aislada	0,0	0,01	0,01	0,01	0
Intacta	0,96	0,786	0,74	0,72	0,812
Total CDF (por reactor año)	$6,5 \times 10^{-5}$	$6,5 \times 10^{-5}$	$2,8 \times 10^{-5}$	$2,8 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-5}$

\* Hormigón basáltico con pocas probabilidades de represurización debido a gases no condensables.

La probabilidad de fallo tardío de la contención, incluyendo la penetración de la losa, es aproximadamente 0,21 algo superior al valor obtenido en el IPE de Almaraz; esto es debido a que los cálculos en esta evaluación independiente son de 48 horas desde la degradación del núcleo frente a las 24 horas desde el inicio del accidente en el IPE, y también debido a la posible recuperación de la corriente alterna y consecuentemente del rociado de la contención que da lugar a desinertizar la contención y a una mayor probabilidad de combustión del hidrógeno a largo plazo.

De la comparación de los resultados del IPE con los de la evaluación independiente, se deduce que la probabilidad condicionada de penetración de la losa de la cavidad es menor (0,01) en la evaluación independiente, que la obtenida en el IPE (0,03). Se obtienen probabilidades condicionadas similares para el modo de fallo tardío de la contención (0,16).

El IPE de la central nuclear de Almaraz ha considerado que la desenergización de la atmósfera de la contención a largo plazo ocasionará la combustión completa del  $H_2$  como consecuencia de la recuperación del suministro eléctrico exterior y del sistema de rociado de contención, que a su vez ocasionará el fallo de contención si la cantidad de  $H_2$  generada es suficiente. En base a esto, la central nuclear de Almaraz ha establecido como tiempo límite para recuperar el suministro eléctrico exterior, el de generación de la cantidad de  $H_2$  que haría fallar la contención, evaluación realizada con el código MAAP. En la evaluación independiente se obtiene una probabilidad condicionada de 0,06 para el fallo tardío debido a la combustión del hidrógeno.

Un aspecto adicional analizado en la evaluación independiente ha sido el análisis de posibles estrategias de gestión de accidentes severos. De este análisis se obtiene que, con las hipótesis consideradas, las siguientes medidas son beneficiosas:

- La recuperación temprana del aislamiento de la contención.
- El venteo filtrado de la contención.

- El aislamiento del generador de vapor tras una rotura de tubos.
- La reinundación del generador de vapor tras SGTR.
- La recuperación del rociado de la contención (antes del fallo de la vasija).

De la evaluación independiente del nivel 2 de la central nuclear de Almaraz se concluye que los resultados del estudio IPE realizado por la central nuclear de Almaraz son consistentes con los obtenidos en la evaluación independiente considerando las incertidumbres existentes en el comportamiento del accidente severo. Los resultados de las liberaciones puntuales obtenidas en el IPE, en general, se encuentran dentro de los rangos de incertidumbres asociados a los valores obtenidos en la evaluación independiente para los radionucleidos volátiles y no volátiles, encontrándose algunas discrepancias en los elementos refractarios.

En lo referente a las liberaciones tempranas o muy tempranas, los resultados obtenidos son similares en ambos estudios, obteniéndose un LERF (Large Early Release Frequency) de  $1,764 \cdot 10^{-6}$ .

Con respecto al modo de fallo tardío, la probabilidad condicionada del fallo de la contención es algo mayor en la evaluación independiente, al considerar una posible combustión del hidrógeno tardía como consecuencia de una desinertización de la contención al recuperar el sistema de rociado de la contención.

Los resultados y la metodología empleada en esta evaluación independiente deben tenerse en cuenta en las evaluaciones de las aplicaciones del APS que puedan tener un impacto en las liberaciones al exterior de la planta.



## **IV. Anexo**



**Anexo: Carta del CSN a la central nuclear de Almaraz indicando la aceptación del APS de nivel 2**

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



Madrid, 13 de enero de 1999

C.N. ALMARAZ  
C/Claudio Coello, 123  
28006 - MADRID  
A la atn.: D. Antonio Bustamante

N. Refª.: CSN-C-DT-99-22  
CNALM-ALM-99-02

**ASUNTO: APS NIVEL 2**



Muy Sres nuestros:

Como Vds. conocen la Dirección Técnica del CSN ha llevado a cabo en 1998 la evaluación de los estudios del APS Nivel 2 de C.N. Almaraz mediante la realización de un análisis independiente.

Esta evaluación independiente está recogida en el informe ERI/CSN 98-801, del cual les adjuntamos una copia, donde pueden observar que además de la evaluación del Nivel 2, se incluyen análisis exploratorios sobre el impacto de potenciales estrategias de gestión de accidentes severos.

Tras el proceso de evaluación independiente seguido, y las relaciones mantenidas con Vds. a lo largo del mismo, les comunicamos que esta D.T. considera que el estudio realizado por C.N. Almaraz es adecuado concluyendo que los resultados del estudio IPE realizado por C.N. Almaraz son consistentes con los obtenidos en la evaluación independiente considerando las incertidumbres existentes en el comportamiento del accidente severo, y en general cumple los objetivos relativos a los estudios de Nivel 2 de los APS contenidos en el *Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España. Edición 2.*

De los resultados de la evaluación independiente se observa que la probabilidad de fallo temprano de la contención es similar a la obtenida en el IPE, y en cuanto a la probabilidad del fallo tardío de la contención los valores obtenidos en la evaluación son algo superiores, debido fundamentalmente a que los análisis se han realizado durante las 48 horas siguientes a la degradación del núcleo, frente a las 24 horas analizadas en el IPE, y a la posible combustión tardía del hidrógeno al desinertizarse la atmósfera de la contención tras la recuperación de la corriente alterna y del sistema de rociado de la contención.

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

2



Los resultados y conclusiones de la evaluación serán tenidos en cuenta por la DT del CSN en las evaluaciones de las aplicaciones del APS que puedan tener impacto en las liberaciones al exterior de la planta.

Atentamente,



Antonio Gea Malpica  
DIRECTOR TECNICO

Ánexo: A Regulatory Evaluation of the C.N. Almaraz Probabilistic Safety Analysis  
(Level 2): ERI/CSN 98-801. September 1998

C.C: CNALM  
CCEN  
STN  
APFU  
ARCHIVO



