# Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear Vandellós II

Niveles 1 y 2

CSN

Colección Otros Documentos 29.2002





## Evaluación del Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear Vandellós II

Niveles 1 y 2



Colección Otros Documentos CSN Referencia: ODE-04.19

© Copyright 2002, Consejo de Seguridad Nuclear

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

Imprime: Fareso, S. A. Depósito legal: M. 53.216-2002

## Índice

| Intr | oducció | n   | 5  |
|------|---------|---|----|
| I.   | El Aná  | ilisis Probabilista de Seguridad                                  | 9  |
|      | I.1.    | Introducción  | 11 |
|      | 1.2.    | Árboles de sucesos  | 13 |
|      | 1.3.    | Árboles de fallos   | 15 |
|      | 1.4.    | Datos y fiabilidad humana   | 19 |
|      | 1.5.    | Análisis de contención y de consecuencias                         | 22 |
|      | 1.6.    | Interfase nivel 1/nivel 2   | 23 |
|      | 1.7.    | Análisis de APS nivel 2   | 23 |
| II.  | APS n   | ivel 1 de la central nuclear Vandellós II                         | 25 |
|      | II.1.   | Descripción de la central   | 27 |
|      | 11.2.   | Alcance del APS nivel 1   | 29 |
|      | 11.3.   | Organización del APS nivel 1                                      | 29 |
|      | 11.4.   | Metodología del APS nivel 1                                       | 31 |
|      | II.5.   | Resultados del APS nivel 1  | 31 |
|      | II.6.   | Mejoras realizadas en la central                                  | 37 |
| III. |         | ación del APS nivel 1 de la central nuclear<br>Ilós II            | 41 |
|      | III.1.  | Introducción  | 43 |
|      | III.2.  | Plan de Proyecto  | 45 |
|      | III.3.  | Manual de Procedimientos  | 46 |
|      | III.4.  | Familiarización con la planta                                     | 47 |
|      | 111.5.  | Análisis de secuencias de accidente                               | 48 |
|      | III.6.  | Análisis de sistemas  | 50 |
|      | 111.7.  | Análisis de datos   | 52 |
|      | III.8.  | Análisis de fiabilidad humana                                     | 56 |
|      | III.9.  | Análisis de dependencias y fallos de causa común                  | 58 |
|      | III.10  | . Cuantificación y análisis de resultados                         | 58 |
|      | 111.11  | . Análisis de Incendios   | 60 |
|      | III.12  | . Análisis de Inundaciones Internas                               | 62 |
|      | III.13  | . Identificación de Puntos Pendientes                             | 63 |
|      | III.14  | . Identificación de temas que podrían estudiarse en mayor detalle | 64 |

| IV.  | APS nivel 2 de la central nuclear Vandellós II           | 69  |
|------|--|-----|
|      | IV.1. Introducción                                       | 71  |
|      | IV.2. El IPE/APS de nivel 2 de la central Vandellós II . | 73  |
|      | IV.3. Evaluación Independiente del IPE/APS               | 85  |
|      | IV.4. Conclusiones                                       | 103 |
|      |  |     |
| V.   | Conclusiones   | 105 |
| VI.  | Referencias  | 111 |
| VII. | Anexos   | 119 |
|      | Anexo 1: Carta de petición del APS                       | 121 |
|      | Anexo 2: Cartas de aceptación del APS                    | 130 |

.

## Introducción

|   |   |   | • |
|---|---|---|---|
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   | · |   |
|   |   |   |   |
|   | . · · · · · · · · · · · · · · · · · · · |   |   |
| · |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |
|   |   |   |   |

#### Introducción

El presente informe tiene como objetivo resumir, de una forma lo más sintetizada posible, las actividades de evaluación llevadas a cabo en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) entre principios del año 1992 y mediados de 2000, con relación al Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la Central Nuclear de Vandellós II, de acuerdo con lo requerido por el CSN como consecuencia del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España (Ref.0), aprobado y publicado por el CSN en 1986.

Para cumplir con este objetivo se incluye a continuación una Sección 2, en la que se describe de forma sucinta la historia y metodología de estas técnicas de análisis de seguridad, cuyo uso está en continua expansión desde su introducción en el ámbito de la industria nuclear en los años setenta. Para comprender el valor de la realización de estos análisis hay que tener al menos, una impresión sobre sus métodos y la forma en que, sistemáticamente, estas técnicas permiten la profundización en un análisis de cómo y por qué las cosas pueden llegar a ir mal en la operación de la instalación objeto del análisis, para desembocar en posibles accidentes. El nivel de detalle y el punto de vista cuantitativo del análisis permiten la discriminación por su importancia para la seguridad de todos los diversos aspectos contenidos en los modelos que se construyen, lo que supone quizá el mayor valor añadido de los APS respecto a análisis anteriores, o clásicos, de la seguridad y lo que es la base para sus aplicaciones posteriores.

En la Sección 3 se hace un breve resumen del Proyecto del APS de C.N. Vandellós II, de su alcance, organización, desarrollo, métodos y resultados, para sintetizar así la visión que el proyecto ha añadido sobre la seguridad de la central y las mejoras de la misma que se han podido identificar y poner en práctica.

En las Secciones 4 y 5 del informe se resumen las actividades y resultados de la evaluación independiente que ha realizado el CSN de este proyecto, tanto del APS nivel 1 como del nivel 2, de su proceso y de las mejoras surgidas del APS en virtud de la evaluación detallada de todas las tareas del proyecto. Una evaluación detallada por parte del organismo regulador es considerada en el CSN como condición absolutamente necesaria, tanto para la identificación de convenientes mejoras de la seguridad que siempre se detectan al realizar un análisis tan detallado y sistemático como un APS, como para la aplicación posterior del mismo, de una forma adecuada y más sencilla, a aspectos relacionados con la seguridad para los que la discriminación de importancias aportada por los APS implica una nueva visión que permite la optimización de esos aspectos y un potencial mejor uso de los recursos de todo tipo.

Finalmente, se incluye una Sección 6 de Conclusiones en la que se destacan los aspectos más importantes del contenido de las anteriores secciones y se fomenta, en base a la revi-

sión efectuada de la seguridad por medio del APS, a las mejoras de seguridad que las modificaciones en la central identificadas por el APS han implicado, a la evaluación muy detallada efectuada por el organismo regulador y a la alta confianza sobre los modelos que todo lo anterior ha implicado, el uso posterior de este APS para aplicaciones relacionadas con la regulación de la seguridad.

## I. El Análisis Probabilista de Seguridad

## I. El Análisis Probabilista de Seguridad

### I.1. Introducción

Los Análisis Probabilistas de Riesgos, o de Seguridad, son técnicas de análisis que provienen de tecnologías como la aeronáutica y aerospacial y que, en los años setenta, fueron adaptadas a los estudios de la seguridad de las centrales nucleares dentro de un proyecto de investigación de la Atomic Energy Commission (AEC) de los Estados Unidos denominado Reactor Safety Study (RSS). La organización sucesora de la AEC, la United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) culminó dicho proyecto y lo publicó en 1975. El RSS fue desde su publicación la referencia metodológica de este tipo de análisis de seguridad, si bien que, naturalmente, la mayor parte de sus aspectos se ha ido perfeccionando con el tiempo. Las técnicas del RSS se fundamentan en técnicas de análisis de fiabilidad desarrolladas para campos como los mencionados al principio.

Tras la edición del RSS la impresión en todo el mundo fue la de valorar muy positivamente este tipo de estudios, pero no considerarlos más que como una forma adicional de análisis de situaciones extremas y más allá de la base de diseño, decidiéndose que, en lo que respecta a la regulación y al control de la seguridad de las instalaciones, se debía seguir una filosofía determinista, es decir, basada en la postulación de accidentes máximos previsibles que sirvieran como base de diseño de los sistemas de seguridad y que dieran lugar a un rígido cuerpo legal y normativo de fácil seguimiento en el diseño y la operación de instalaciones de una industria en expansión.

El accidente que tuvo lugar en los EE.UU. en 1979, en la central nuclear de Three Mile Island (TMI), supuso un primer acontecimiento importante que comenzó a hacer detectar que la ya tradicional aproximación determinista debía ser complementada de alguna forma con aproximaciones que tuvieran más explícitamente en cuenta el concepto de la probabilidad de accidentes, o del riesgo en definitiva. El accidente real de TMI estaba fuera de la base de diseño, pero era una secuencia de posible accidente detectada y analizada en el RSS. Tras ello, la NRC intensificó sus programas de investigación en el Análisis Probabilista de Riesgos y se comenzó a discutir en los EE.UU. sobre la necesidad de realizar estos estudios a todas las instalaciones nucleares. En todo el mundo se siguieron esos pasos y se empezaron a realizar estudios con las técnicas del RSS a centrales alemanas, británicas, nórdicas, hasta llegar a los tiempos actuales en que en todos los países del mundo con actividades industriales nucleares existe un programa de realización de análisis de riesgos. El accidente de Chernobyl en 1986, en el que se produjo físicamente el desenlace de los accidentes que en los análisis de riesgos se consideran los peores posibles, acabó de impulsar la entrada de esta nueva visión de los análisis de seguridad en todo el mundo, como una necesidad de complementar la tradicional aproximación determinista. Tal fue también el caso de España, que ya en 1983 había comenzado sus actividades al respecto por medio del análisis pionero llevado a cabo por la central nuclear de Santa María de Garoña por requerimiento del Consejo de Seguridad Nuclear, y en donde dicho organismo decidió en 1986 (poco antes del accidente de Chernobyl) que todas las centrales nucleares debían realizar un estudio de este tipo, de acuerdo con un Programa Integrado que editó ese mismo año.

Un Análisis Probabilista de Seguridad es un estudio enfocado, básicamente, a estimar el riesgo de una instalación, en este caso, nuclear. Para ello, el riesgo se define tradicionalmente como el producto de la probabilidad de accidentes por las consecuencias que de ellos se derivarían. Así como se definan las consecuencias, así se podrá particularizar más esta definición general de riesgo. En la misma, por otra parte, se reconoce de forma implícita que el riesgo de la operación de las centrales nucleares proviene de forma fundamental de posibles accidentes y no de la propia operación normal, lo que está comúnmente aceptado.

En el campo de la seguridad nuclear, y en el de la regulación de la misma, las consecuencias se definen como el daño al público, externamente a la central. Ese daño al público incluye el radiológico, como el de muerte inmediata o por cáncer latente y el de enfermedades, y el económico a las propiedades externas a la central. Ésa es la definición tradicional de daño al público que se deriva de las funciones asignadas a la ya mencionada *U.S. Nuclear Regulatory Commission* (NRC) de los EE.UU., organismo regulador nacional más importante del mundo y que, de alguna manera, marca muchas de las pautas en cuanto a la reglamentación de la seguridad nuclear.

De todas formas, habría otras maneras de considerar ese daño o consecuencias, como la de incluir también el daño económico que la pérdida de esa instalación industrial, originada por un accidente con fusión del núcleo del reactor, causaría en la economía nacional y que variaría de significación de país a país. A este respecto ya se hacían unas consideraciones en el texto de la primera edición del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España, editado por el CSN en 1986 y que se ha revisado en su edición 2 de 1998 (Ref. 1). No obstante, y para ser coherentes con la definición tradicional de riesgo dada por la NRC, se va a mantener dicha definición en lo que sigue.

Así pues, el objetivo básico de un APS es estimar el riesgo de una instalación. Según la definición, el primer paso hacia ese objetivo será identificar los posibles accidentes, estimando sus probabilidades de ocurrencia, que pudieran originar los daños que se desea prevenir.

Este primer nivel es el que cuenta con una metodología más desarrollada y validada, de tal manera que es al que todavía llega la mayoría de los APS que se han llevado y se están llevando a cabo en el mundo. Este nivel está enfocado y pone énfasis en todo lo que respecta a la prevención de acci-

dentes, puesto que, por la naturaleza del análisis, estudia en profundidad la posibilidad de los accidentes y la fiabilidad de los medios y sistemas de seguridad con que cuenta una central para prevenirlos. Resumiendo, a grandes rasgos, en los siguientes apartados 2.2, 2.3 y 2.4, de esta sección los conceptos fundamentales de la metodología de este Nivel 1, en cuanto a su desarrollo lógico y su cuantificación, se puede ver el porqué del beneficio que este nivel supone en lo que respecta a la prevención de accidentes. En el apartado 2.5 se hace una más breve reseña de la metodología de análisis del análisis de contención, el apartado 2.6 de la metodología para el análisis de la interfase entre ambos niveles de APS, y el punto 2.7 dedicado al estudio probabilista del recinto de contención de los productos radiactivos una vez liberados desde el núcleo al interior de dicho recinto.

#### I.2. Árboles de sucesos

Una de las tareas primeras de un APS de nivel 1 para una central nuclear es la de identificar los sucesos iniciadores que, si no son atajados por los sistemas de seguridad, podrían conducir a un accidente con deterioro del núcleo del reactor. Para modos de operación a potencia, estos sucesos iniciadores son los que originan el disparo del reactor, primer sistema de seguridad, por salirse los parámetros de operación de los márgenes de los puntos de tarado de la actuación del sistema de protección, o disparo, del reactor. Estos sucesos iniciadores son los tipos de transitorios o roturas de tuberías que, en gran parte, se encuentran clasificados para los reactores de agua ligera y menos claramente para otro tipo de reactores.

Identificado todo suceso que puede originar el disparo del reactor, cuando el reactor está a potencia, o un empeoramiento de las condiciones de refrigeración o de reactividad del núcleo, cuando el reactor está parado, se identifican las funciones de seguridad necesarias para llevar el reactor a una situación segura y estable. Asimismo, se identifican los sistemas o acciones necesarios para llevar a cabo esas funciones.

Para centrales que tienen un estudio de seguridad clásico, gran parte de esas funciones o acciones se encuentran entre las condiciones de contorno de los análisis de accidentes efectuados dentro de lo requerido para dichos estudios de seguridad. Así, las condiciones de contorno de esos análisis de accidentes son una primera identificación de las posibles secuencias de sucesos que se pueden dar después de cada suceso iniciador, según tengan éxito o no cada una de las funciones/sistemas/acciones necesarias. Ese proceso de identificación de sucesos iniciadores y de las subsiguientes acciones de seguridad conforman los diagramas llamados árboles de sucesos.

Estos árboles de sucesos, aunque gran parte de los mismos puedan venir configurados por los análisis termohidráulicos realizados en el capítulo XV de los Estudios de Seguridad clásicos, tie-

nen una base radicalmente diferente y más completa. El número de sucesos que se estudian en este capítulo XV es limitado y pretende ser una envolvente de diversas categorías de transitorios que pueden suceder en la operación de las centrales nucleares. El número de transitorios a analizar mediante árboles de sucesos no tiene en principio límite y las condiciones representadas por las diversas ramificaciones se salen normalmente de los análisis de dicho capítulo XV. Esas condiciones se pueden analizar con análisis termohidráulicos nuevos y más detallados, si el esfuerzo compensa por tratarse de secuencias más probables conducentes a posibles daños al núcleo del reactor.

En los árboles de sucesos se representan los sucesos iniciadores y las ramificaciones que tienen lugar según tengan éxito o estén indisponibles las subsiguientes funciones/sistemas/acciones. Para cada una de éstas últimas, denominadas cabeceras del árbol de sucesos, se produce una ramificación según se encuentre disponible o no lo representado por la cabecera, de tal manera que la suma de las probabilidades de las ramificaciones en cada nodo o cabecera sea la unidad. Así, cabecera tras cabecera, se origina el árbol de sucesos, un diagrama parecido a un árbol horizontal. Al final del proceso de ramificación, cada rama es una secuencia de sucesos que habrá conducido o no a una situación de deterioro del núcleo.

Normalmente, las ramificaciones en cada nodo son duales, pero también se pueden dar árboles de sucesos en que haya más de dos posibles ramificaciones por nodo. También habrá muchos nodos en los que no haya ramificaciones. Ello es debido a que el cabecero correspondiente no tendrá sentido en función de la disponibilidad o no de sistemas o acciones anteriores, es decir, de la ramificación previa originada por los cabeceros anteriores. En otras palabras, hay acciones o sistemas que se necesitan en función de la disponibilidad o indisponibilidad previa de otros. Este tipo de dependencias simplifica muchísimo la construcción de los árboles de sucesos, aunque la correcta representación de las mismas es uno de los trabajos más minuciosos de análisis en esta tarea.

Al final, para cada ramificación se hace una codificación de cada secuencia en función de los cabeceros en éxito o fracaso que represente. Alguna secuencia puede ir transferida a otro árbol de sucesos que represente el estado físico de naturaleza bien distinta que se pueda tener en caso de ocurrencia de indisponibilidades de determinados cabeceros. Ejemplos ilustrativos de estas transferencias son los transitorios con fallo del sistema de disparo del reactor o aquellos en los que se producen aperturas de válvulas de alivio, con agarrotamiento en abierto de las mismas cuando se requiere su cierre. En esos casos, la situación física y requerimiento de sistemas o acciones pueden venir representados mejor por otros árboles de sucesos distintos del correspondiente al suceso iniciador que originó esos cabeceros.

Finalmente, en una columna se representa el estado seguro (OK) o de deterioro del núcleo que se tiene si se produce cada secuencia. Dentro de los estados de deterioro del núcleo se pueden incluir diferentes clasificaciones que representen características físico-químicas básicas para el estu-

dio posterior del comportamiento del núcleo fundido y de la contención y, en general, diferenciando entre diferentes condiciones de contorno de los análisis posteriores. Esta columna supone un enlace con el nivel 2 de los APS.

Aunque se suelen identificar del orden de 60 sucesos iniciadores posibles con el reactor a potencia o en paradas, no se traza un árbol de sucesos para cada uno de ellos. Se suelen agrupar en función de los requerimientos de sistemas o acciones necesarios para atajarlos, reduciéndose, típicamente, a entre 10 y 15 árboles de sucesos para, por ejemplo, los iniciadores en operación a potencia. Para cada grupo de sucesos iniciadores habrá un árbol representativo de cada suceso iniciador del grupo.

Como se ha indicado, la tarea de delineación de árboles de sucesos se simplifica algo si se utilizan, en el caso de disponerse de ellos, las condiciones de contorno de los análisis de accidentes efectuados en los estudios de seguridad. No obstante, las condiciones de ese tipo de análisis suelen ser muy acotantes y conservadoras, por lo que se suele tender en la actualidad a hacer análisis termohidráulicos y neutrónicos más finos, que definen de forma más realista las secuencias y los requerimientos a los sistemas y operadores.

#### I.3. Árboles de fallos

La segunda gran tarea, normalmente la de mayor envergadura del nivel 1 de los APS, es la de los análisis de sistemas, o trazado del segundo tipo de diagrama clásicos de los APS: los árboles de fallos.

Como se ha indicado, gran parte de las cabeceras de los árboles de sucesos son sistemas que pueden fallar en su función de seguridad, originando que la ramificación en esa cabecera sea hacia abajo del árbol de sucesos. La estimación de la probabilidad de que se produzca ese tipo de ramificación, así como la identificación de las combinaciones de sucesos básicos, o de indisponibilidad des de componentes, que causarían la indisponibilidad del sistema o suceso no deseado, se realiza por medio de los llamados árboles de fallos.

Los árboles de fallos son diagramas que, partiendo del suceso no deseado, que es la ramificación hacia abajo desde los nodos en los que se representa la intervención de un sistema en un árbol de sucesos, llegan a identificar sus posibles causas básicas, o combinaciones de las mismas, a nivel de los componentes del sistema.

Típicamente, el suceso no deseado para un sistema es el criterio de fallo del mismo en cada árbol de sucesos. Dicho criterio puede variar con los árboles de sucesos. Por ejemplo, se puede ne-

cesitar los dos trenes de un sistema de refrigeración en caso de un suceso iniciador y únicamente uno en el caso de otro. Esos requerimientos, o criterios, son, como se ha indicado, condiciones de contorno en los análisis de accidentes efectuados previamente, o en los análisis más finos realizados específicamente, si no se utilizan los de los estudios de seguridad. Normalmente, hay que desarrollar un árbol de fallos para cada criterio, o "modo de operación", de cada sistema considerado en los árboles de sucesos.

Una vez identificados los sucesos no deseados a analizar para cada sistema, se aplica en sí la técnica de los árboles de fallos. Básicamente, dicha técnica consiste en ir preguntándose los motivos por los que se puede producir, en primer lugar, el suceso no deseado. Cada uno de los motivos identificados serán sucesos en sí, cuya combinación lógica podrá originar el suceso no deseado. Esa combinación lógica básicamente se puede representar por "puertas", u operaciones lógicas, "O" ó "Y" (+ ó x), si se necesita uno sólo de los motivos para que se dé el suceso no deseado o todos ellos, respectivamente.

Por su parte, cada uno de los motivos, o sucesos intermedios, identificados podrán ser originados por diferentes motivos combinados a su vez en diferentes formas lógicas. Estos nuevos sucesos intermedios se pueden descomponer asimismo en sus propios motivos y así sucesivamente. El punto final de este proceso de identificación, lo que se ha dado en llamar "nivel de resolución" de los árboles de fallos, viene marcado por los sucesos básicos, a los que se llega cuando se identifican motivos que no se puede, por diferentes razones, descomponer más.

De la forma descrita, el suceso no deseado, a través de los sucesos intermedios y de las operaciones lógicas, se llega a representar en función de los sucesos básicos, que son típicamente modos de fallo de los componentes que conforman el sistema, fallos humanos o indisponibilidades asociadas a acciones de prueba o mantenimiento de sistemas y componentes.

Las operaciones lógicas mencionadas conforman un Álgebra de Boole para los sucesos y, por manipulación haciendo uso de las propiedades de la misma, se puede llegar a expresar el suceso no deseado como "suma booleana", no simplificable, de los posibles "productos booleanos" de sucesos básicos que se han de dar a la vez para que se produzca dicho suceso no deseado, como consecuencia de la ocurrencia de cualquiera de los "productos". Cada uno de esos "productos" es un "conjunto crítico de fallos" (CCF), cuya identificación es el objetivo básico de la técnica de los árboles de fallos.

Estos CCF pueden contar con uno o más sucesos básicos. Cada componente de los CCF representa un fallo que ha de darse para conducir al fallo del sistema. Como consecuencia, este análisis sobrepasa y es mucho más completo que el análisis clásico determinista, según el que el diseño del sistema habría de ser hecho sin que un fallo único activo a corto plazo, y pasivo a largo plazo, o

bien un error humano único, pudieran dar lugar al fallo del sistema. Con los árboles de fallos no sólo se buscan las posibilidades de esos fallos únicos, o CCF de un sólo suceso básico, sino que se cuantifica su probabilidad y se buscan y analizan los CCF de mayor orden, es decir fallos dobles, triples, etc. Estos fallos de mayor orden pudieran incluso ser más probables que algún fallo único.

Al representar gráficamente de arriba hacia abajo el suceso no deseado, las operaciones lógicas o "puertas" y los sucesos intermedios y básicos, se va construyendo un tipo de diagrama en forma de árbol hacia abajo que se conoce con el nombre de Árbol de Fallos.

Aunque el sistema a analizar sea simple, el árbol de fallos será de un tamaño considerable. Ello es debido al número de componentes que suelen conformar los sistemas de seguridad de las centrales nucleares y a las numerosas transferencias que hay que hacer a otros árboles de fallos para desarrollar causas de fallo de esos componentes por fallos de sistemas que son necesarios para el funcionamiento de esos componentes, tales como suministro de potencia eléctrica o neumática, sistemas de control o de señales de actuación, suministro de potencia a los circuitos o sistemas de control, refrigeración, ventilación, etc. Esos sistemas se suelen denominar con el nombre de sistemas soporte, porque son necesarios para la operación correcta de los sistemas frontales, es decir, aquéllos cuyos árboles de fallos configuran los cabeceros de los árboles de sucesos, es decir, los responsables directos de las funciones de seguridad. Así pues, los árboles de fallos de los APS son de grandes dimensiones y representables normalmente mediante transferencias entre sus diversas páginas. A pesar de las dimensiones de estos diagramas lógicos, se puede deducir de lo descrito que la sistemática de esta técnica es una de las mejores cualidades de la misma.

Por otra parte, al desarrollar los modos en que pueden fallar los componentes y los sistemas de soporte se ha de manejar una información de detalle tal que, al hacerlo de forma sistemática, permite alcanzar un grado de revisión del diseño de los sistemas difícil de alcanzar con técnicas no sistemáticas. Información típica que ha de manejarse en el trazado de árboles de fallos es: diagramas desarrollados de cableado, diagramas de instrumentación, procedimientos de pruebas, procedimientos de mantenimiento y toda la necesaria para contestar a las preguntas que el analista de sistemas ha de hacerse al trazar un árbol de fallos.

El trazado de un árbol de fallos suele originar siempre una serie de hipótesis para decidir por qué se modelan o no algunos aspectos. Habrá algunas hipótesis implícitas al excluir del diagrama modos de fallo de algunos componentes, como, por ejemplo, la de que el fallo de la ventilación de las salas donde se encuentren unas bombas no sea suficiente para causar el fallo de las mismas en el tiempo en que el sistema es necesario. El listado explícito de todas las hipótesis hechas en el desarrollo de los árboles de fallos de los sistemas modelados en los APS es uno de los aspectos más necesarios en la tarea de análisis de sistemas.

Habiendo trazado los árboles de fallos de cada sistema en cada modo de operación, el tamaño de los mismos es tal que se necesita la ayuda informática para encontrar la expresión booleana de cada suceso no deseado en la forma de "suma" de CCF, como antes se ha indicado. Una vez obtenidos esos CCF esta información resultado del análisis es muy valiosa para entender los sucesos o mecanismos que pueden conducir al fallo global de los sistemas.

Además, debido a la cuantificación estadística que se puede hacer para obtener las probabilidades de cada suceso básico, los CCF se pueden ordenar por probabilidad y, por tanto, encontrarse cuáles son los mecanismos de fallo de cada sistema más probables, y los componentes más importantes desde el punto de vista de la seguridad, como consecuencia.

Es decir, los análisis de sistemas así efectuados permiten discriminar la importancia de los diferentes aspectos del diseño y operación de los sistemas. Por otra parte, esta mayor o menor importancia para la seguridad de los diferentes componentes y sistemas se analiza más allá de la clasificación convencional en sistemas y componentes de seguridad o no de seguridad. Esa clasificación no tiene sentido en los análisis probabilistas, puesto que se analizan todos los aspectos que intervienen en el desarrollo de una posible secuencia de accidente y en la ocurrencia del fallo de los sistemas.

Una idea de la envergadura de la tarea de análisis de sistemas en un APS la da el hecho de que el número de sistemas de los que se suele analizar sus árboles de fallos es típicamente de 15-20 en cada proyecto.

Por otra parte, cada secuencia de accidente posible, identificada en los árboles de sucesos, se analiza con posterioridad mediante la unión de los cabeceros, es decir, árboles de fallos, de las mismas. Esos macro-árboles de fallos a que se reducen las secuencias se han de analizar con ayuda informática para hallarse los CCF de las secuencias y estimarse la probabilidad de cada una.

De esta manera, se discrimina entre las secuencias más o menos importantes. Las más importantes, o dominantes, serán las mayores contribuyentes a la probabilidad de ocurrencia de un accidente con deterioro del núcleo y sus CCF los conjuntos de sucesos que han de ocurrir para que se produzca un accidente, ordenados, por su parte, por probabilidad o importancia.

La visión, sobre lo que sí es claramente importante o no para el riesgo de una instalación, que se obtiene mediante la aplicación de las técnicas descritas no se alcanza con ningún otro tipo de análisis de seguridad. De todas maneras, como se ha indicado, el APS se ha de soportar siempre sobre análisis mecanicistas que permiten el desarrollo de los árboles de sucesos. Esta dualidad probabilista-mecanicista (o determinista) es la que permite la realización de este tipo de análisis y la obtención de esa visión a la vez de detalle y global sólo obtenible con los APS.

Una vez desarrollados los modelos de secuencias y sistemas se pueden considerar sucesos iniciadores especiales o "externos", tales como incendios o inundaciones, por ejemplo. Estos sucesos externos originan a la vez un transitorio en la central y la indisponibilidad de partes de sistemas. Para analizarlos se han de utilizar metodología más específicas en las que se estudia y documenta con mucho detalle la disposición física de la central en sus diversas zonas, edificios y compartimentos, así como la posibilidad de que se den esos sucesos y de que se propaguen sus consecuencias desde los posibles puntos de origen, afectando a otros puntos dentro de la zona de origen o a otras zonas, edificios y compartimentos. Estas son tareas adicionales dentro de los APS, grandes consumidoras por su parte de recursos, pero que no se detallan más aquí.

Por último, al respecto del análisis de las secuencias de los árboles de sucesos, hay que indicar que la técnica que se ha descrito es la que se ha utilizado hasta el momento en todos los APS españoles. Hay otras técnicas utilizadas en los APS de otros países, sobre todo en muchos de los EE.UU., en que gran parte del análisis de detalle que, en lo descrito, se efectúa en el trazado de los árboles de fallos, se efectúa en el de los árboles de sucesos, que son de gran tamaño y que tratan de expresar explícitamente las dependencias entre sistemas originadas por los sistemas de soporte a los sistemas frontales.

## I.4. Datos y fiabilidad humana

Antes se ha indicado que las probabilidades de los sucesos básicos se pueden estimar estadísticamente para poder cuantificar la probabilidad de los CCF y estimar la frecuencia de las secuencias de accidente. A este respecto, hay que distinguir entre los sucesos básicos relacionados con componentes y sucesos iniciadores y los relacionados con acciones erróneas humanas.

Los sucesos básicos relacionados con componentes son probabilidades de fallo en una demanda de actuación o en un período de tiempo de operación, e indisponibilidades por pruebas o por mantenimientos. El primer tipo de sucesos básicos se cuantifican, en lo referente a su probabilidad de ocurrencia, mediante parámetros estadísticos. Estos parámetros más correctamente estimados son los obtenibles directamente de la experiencia estadística acumulada en los diferentes tipos de componentes y en las diferentes centrales nucleares. Como consecuencia, la acumulación de información estadística, y la preparación de sistemas estructurados y preferiblemente informáticos de recogida de esa información procedente de la operación, es la forma más correcta de preparar la cuantificación de las probabilidades de fallo recogidas en los árboles de fallos y de las frecuencias de sucesos iniciadores recogidos como puntos de partida de los árboles de sucesos.

Hay varios sistemas de ese tipo, o bancos de datos, en operación en el mundo en los que, poco a poco, se va acumulando la información que permite cuantificar de forma más precisa los

APS. Hasta que esos bancos de datos estén suficientemente coordinados para el mayor número posible de centrales y contengan información de mayor significación estadística, se suele hacer uso de información genérica proveniente de distintas fuentes, como otras industrias, opinión de expertos o análisis estadísticos de información no recogida de la forma estructurada a que se ha hecho alusión, por lo que se necesita su reestructuración.

Esta información, o bases de datos genéricas, se puede actualizar haciendo uso de la experiencia concreta de la operación de cada central a la que se realice un APS. Esa actualización se realiza con las técnicas de la inferencia bayesiana, con todo lo que ello conlleva en cuanto a la definición misma de probabilidad. No obstante, en sucesos de muy poca probabilidad de ocurrencia, como es el caso de los analizados en los APS, es difícil que nunca se pueda dejar de tener que recurrir al "estado del conocimiento" o "juicio de expertos" y, por tanto, a las técnicas y definiciones bayesianas.

Las indisponibilidades por pruebas y mantenimiento, aunque requieren también de un cierto análisis estadístico, ya son directamente obtenibles de la información de operación normal de cada central, pues son actividades normales en la misma, de las que se ha de tener constancia de su frecuencia y duración en los registros de las diferentes partes de la organización de la explotación de las centrales.

El otro grupo de sucesos básicos es el de las probabilidades de errores humanos, los que aparecen de forma muy numerosa en los árboles de sucesos y de fallos que constituyen los modelos de los APS. La estimación de esas probabilidades da forma a otra área específica de especialización en los APS: los análisis de fiabilidad humana.

Para realizar este tipo de análisis se han venido desarrollando una serie de técnicas y modelos, ninguno de los cuales está totalmente validado. Se puede decir que esta área de los APS es una de las que más necesidad de actividades de investigación, desarrollo y validación necesita y está siendo objeto en los últimos años. Básicamente, son dos los tipos de errores humanos que aparecen y son identificados a lo largo del proceso de realización de un APS.

El primer tipo tiene que ver con actividades humanas previas a la declaración de un suceso iniciador, mientras que el segundo se refiere a actividades o acciones que el ser humano ha de desarrollar con posterioridad a un suceso iniciador. Las técnicas de análisis son totalmente distintas, puesto que, psicológicamente, se trata de tareas muy diferentes. Las primeras suelen ser tareas rutinarias del trabajo normal de explotación de la central, tales como pruebas, mantenimientos o calibraciones, mientras que las segundas son tareas anormales o, incluso, en emergencia, en las que la formación, la tensión, la capacidad de análisis o el tiempo son parámetros, entre otros, fundamentales.

Nuevamente el planteamiento de los análisis probabilistas es radicalmente distinto al de los estudios clásicos en lo que se refiere a la intervención humana en los posibles accidentes. Los APS pueden considerar posibles errores humanos de comisión, es decir, realización de acciones equivocadas tras un diagnóstico equivocado, mientras que los estudios clásicos sólo consideran un error único de omisión o no realización de una acción prevista. Por otra parte, los estudios clásicos no consideran los posibles errores humanos en operación normal, como los anteriormente mencionados de errores en calibración o de realineamientos tras pruebas o mantenimientos.

Así, para el primer tipo de errores humanos hay más técnicas validadas, basadas en técnicas de la Psicología, como el análisis de tareas, y una mayor experiencia en el uso y en la cuantificación de las mismas. Técnicas de análisis de tareas y probabilidades de error en actividades rutinarias provenientes de otras industrias o tipos de actividades son las más comúnmente aceptadas para el análisis de este tipo de errores.

Para el segundo tipo ya hay más polémica en cuanto a la validez de las técnicas que se vienen desarrollando. La probabilidad de error en acciones en emergencia depende de otro tipo de actividad psicológica, e, incluso, tiene que ver con otra especialidad de la Psicología, como es la Psicología Cognitiva, o del conocimiento. Así, hay técnicas desarrolladas que cuantifican ese tipo de probabilidad en función, sobre todo, del tiempo disponible por el operador para llevar a cabo el proceso mental de identificar qué es lo que tiene que hacer. Este tipo de técnicas son las que más se vienen utilizando en los APS, si bien que con capacidad de alterar la cuantificación en base a otros factores como los indicados anteriormente.

De todas formas, este tipo de técnicas necesitan todavía de trabajo de validación para situaciones similares a las de accidente, como las que se pueden simular con el uso de los simuladores para formación de operadores, con algunos factores de conversión a la situación real en caso de emergencia. Esta línea es una de las seguidas, aunque no la única, para solucionar el problema del análisis de fiabilidad de los operadores en situaciones de emergencia. Hay otras varias líneas de investigación y desarrollo, como es la utilización de programas de ordenador de Inteligencia Artificial, que podrían simular adecuadamente el comportamiento de los operadores en esas situaciones.

Finalmente, hay otra necesidad de datos en los APS. Estos son los que tienen que ver con posibles causas comunes que originan fallos concurrentes en diferentes componentes del mismo tipo o localización, por ejemplo. Aunque hay diversas técnicas para considerar las causas comunes, la cuantificación de los parámetros básicos de dichas técnicas sigue siendo un problema, por la escasez de experiencia estadística en este tipo de fallos. Normalmente, se consideran estos parámetros de forma acotante, dando un valor alto a los mismos, una vez incluidos en los árboles de fallos. El

mayor trabajo de análisis está en identificar entre qué sucesos o componentes considerar la posibilidad de causas comunes y su acoplamiento con parámetros que las representen.

Una vez cuantificada la probabilidad de todos los sucesos incluidos en los modelos del APS, es decir, en los árboles de sucesos y de fallos, estas probabilidades se utilizan para cuantificar las probabilidades de las secuencias y la global de la frecuencia de fusión o deterioro del núcleo. No obstante, como los parámetros son estadísticos o conforman distribuciones, en realidad lo que hay que propagar son las distribuciones estadísticas de la probabilidad de cada suceso, de tal manera que el resultado final se exprese como una estimación puntual, normalmente la media, con un intervalo estadístico que representa la incertidumbre sobre el resultado. Este análisis, denominado de incertidumbres, es importante a la hora de interpretar el significado de los resultados cuantitativos de un APS.

Otro tipo de incertidumbres, asociadas a los modelos cualitativos y a las hipótesis hechas para su desarrollo, se pueden analizar realizando análisis de sensibilidad, mediante modificación de modelos o hipótesis y análisis de la variación que ello representa en el resultado. El análisis de incertidumbres y, sobre todo, el de sensibilidad son fundamentales a la hora de interpretar y analizar los resultados globales del APS y la importancia de diversos aspectos e hipótesis efectuadas.

## 1.5. Análisis de contención y consecuencias

Hasta el momento se ha sintetizado muy someramente la metodología básica para la realización del nivel 1 de los APS. Este nivel, como se ha indicado, es el que tiene la metodología más generalmente aceptada. No obstante, para llegar a la estimación del riesgo, tal y como se ha definido al comienzo de este punto 2, hay que estimar las consecuencias de los accidentes. Para ello, están previstas dos fases más, o niveles, de los APS.

El nivel 2 trata de analizar probabilísticamente el comportamiento del edificio de contención en caso de que se produzca el deterioro o fusión del núcleo del reactor. Junto con el análisis de la contención, se lleva a cabo un análisis del comportamiento físico-químico del núcleo fundido para llegar al resultado de diferentes modos de fallo de la contención, con diferentes tasas de escape de radionucleidos al exterior. Así pues, los resultados de los APS de Nivel 2 completo son las probabilidades de distintos modos de fallo de la contención, en caso de diferentes tipos de secuencias de accidente, y las tasas de escape, o términos fuente, de radionucleidos, asociadas a cada modo de fallo.

Los mecanismos físico-químicos de interacción del núcleo fundido eran muy poco conocidos hasta la ocurrencia real de accidentes y, en particular, hasta el accidente de TMI en los EE.UU. A partir de entonces se puso en marcha un buen número de programas de investigación que van

ofreciendo poco a poco resultados y, por tanto, colaborando al más correcto desarrollo de los árboles de sucesos de la contención en los APS. De todas formas, aún queda mucho trabajo de investigación por realizar y eso se traduce en que hay muchas incertidumbres sobre el propio desarrollo de dichos árboles de sucesos y, en especial, sobre la cuantificación de las probabilidades de cada una de las ramificaciones de los mismos. Estas incertidumbres hacen que todavía se puedan sacar pocas conclusiones sólidas de los resultados del nivel 2 y que las mismas hayan de ser sometidas a intensos análisis de sensibilidad antes de consolidarse.

## I.6. Interfase nivel 1 / nivel 2

La primera etapa en la realización del nivel 2 en los APS, es el agrupamiento de las secuencias identificadas en el nivel 1 que conducen al daño del núcleo, en función de características físicas similares con respecto al posterior comportamiento y progresión del accidente severo tras el daño del núcleo. Así, se identifican en un análisis de la Interfase entre el nivel 1 y el nivel 2 los distintos "estados de daño de la planta", en correspondencia con las secuencias de los árboles de los sucesos del nivel 1 y los del nivel 2, normalmente mediante la extensión de los mismos o mediante unos árboles de sucesos "puente" entre los del nivel 1 y los del nivel 2. Se obtienen, así una serie de estados de daño de la planta, cada uno de los cuales incluyen una o varias secuencias de nivel 1 con características similares, y cuya frecuencia será la suma de las frecuencias de las secuencias agrupadas en estos estados.

#### I.7. Análisis de APS nivel 2

Los estados de daño de la planta son el punto de partida del nivel 2, similar a los sucesos iniciadores del nivel 1, a partir de los cuales se configuran los llamados "árboles de sucesos de la contención"

La filosofía de estos árboles de sucesos de la contención es similar a los árboles de sucesos del nivel 1. Partiendo de un suceso iniciador, que es el estado de daño de la planta, cada pregunta, o nodo, o cabecero, de los mismos es una especificación de las condiciones de contorno de los análisis físico-químicos, o mecanicistas del desarrollo de la progresión del núcleo fundido dentro y fuera de la vasija. Cada una de las condiciones que se consideran en los análisis mecanicistas representan una rama del árbol, pudiendo cada cabecero presentar varias ramas, a diferencia con los árboles del nivel 1 que sólo representan dos ramas. Otra diferencia importante con respecto a los árboles del nivel 1 es que dichos análisis mecanicistas no tienen tanta precisión como los análisis termohidráulicos de los análisis de accidentes en que se basan los árboles del nivel 1.

Una vez trazados, o especificados en forma de series de preguntas, los árboles de sucesos de la contención, las secuencias representadas por los mismos se pueden agrupar, para cada uno de los estados de la central, en diferentes modos de fallo de la contención, para los que los análisis mecanicistas arrojan resultados de los términos fuente. La estimación de esos términos fuente es la segunda parte de los niveles 2 de los APS y está en continua mejora y perfeccionamiento, según van ofreciendo resultados los trabajos de investigación al respecto.

La cuantificación de los árboles de sucesos de la contención es compleja, sin que se pueda hacer uso generalizado de datos estadísticos. En los estudios más avanzados (NUREG-1150), se ha hecho uso de técnicas de juicios de expertos en los temas más inciertos. Este método de cuantificación es costoso, siendo pocos los países que pueden afrontar un proceso similar de cuantificación.

Las dificultades en las cuantificaciones de la fenomenología de los niveles 2 de los APS, se han paliado haciendo uso de metodologías de análisis de la contención simplificadas. Esta línea simplificada es la propuesta en los análisis de la contención propuestos en las guías del *Individual Plant Examination*, IPE de la NRC, que es referenciada como una guía aceptable y apropiada para este nivel 2 de los APS españoles.

Con los términos fuente y las probabilidades de los diferentes estados de la central y de los modos de fallo de la contención, se puede pasar a la última fase de los APS, conocida por nivel 3. En este nivel se estiman las consecuencias externas, normalmente en términos de dosis y, por tanto, de número de muertes directas, latentes o enfermedades. También se pueden estimar las consecuencias económicas en el exterior de la central. La metodología de este nivel 3 está bastante comúnmente aceptada y no tiene gran complicación, por ser en cierto modo similar a la tradicional de los estudios de seguridad para estimar las consecuencias radiológicas o dosis en caso de accidentes con bajas tasas de fugas de la contención. Los parámetros de entrada básicos, además de los términos fuente, están en las frecuencias de diversos parámetros meteorológicos, en datos demográficos y en el análisis del desarrollo de los planes de emergencia.

No obstante, aunque la metodología de este nivel 3 es, con diferencia, la que menos problemas plantea, el hecho de que, para poder llegar a realizar un nivel 3, haya que pasar previamente por la realización del nivel 2, que es el más impreciso actualmente, hace que no sean muchos los APS de nivel 3 realizados hasta la fecha, en comparación con los de nivel 1 ya disponibles en el mundo. Por otra parte, habría que analizar si en el nivel 3 no convendría hacer un análisis de consecuencias lo más amplio posible, sin limitarse a las radiológicas o económicas en la población circundante a la central.

## II. APS nivel 1 de la central nuclear Vandellós II

## II. APS nivel 1 de la central nuclear Vandellós II

## II.1. Descripción de la central

La central nuclear Vandellós II se halla situada en la costa mediterránea, en el término municipal de Vandellós, perteneciente a la provincia de Tarragona.

Consta, en esencia, de un sistema nuclear de generación de vapor, de diseño y suministro de Westinghouse, formado por un reactor de agua ligera a presión (PWR) de 2.914 MW de potencia térmica y 1085 MW de potencia eléctrica aproximadamente.

El sistema nuclear de suministro de vapor consta de un reactor de agua a presión, un sistema de refrigeración del mismo y sistemas auxiliares asociados. El sistema de refrigeración del reactor (RCS) está compuesto de tres lazos cerrados de refrigeración conectados en paralelo a la vasija del reactor, cada lazo contiene una bomba de refrigerante (RCP) y un generador de vapor (SG). En la rama caliente de uno de los lazos está conectado un presionador con calentamiento eléctrico. Además el sistema cuenta con la instrumentación necesaria para el control operativo, estando todos los componentes citados dentro del recinto de contención.

Se circula agua a alta presión a través del núcleo del reactor para extraer el calor generado por la reacción nuclear en cadena. El agua caliente, sale de la vasija del reactor y se conduce hasta los generadores de vapor. Aquí se cede el calor al agua de alimentación produciéndose vapor que se envía al turbogenerador. El ciclo se completa cuando el agua se bombea nuevamente a la vasija del reactor. Todo el RCS está formado por componentes estancos o de fuga controlada para asegurar que todo el fluido está confinado en el sistema o en sistemas auxiliares asociados.

El agua, además de refrigerar, actúa como moderador neutrónico, reflector y disolvente del boro que actúa como absorbente neutrónico. La presión en el sistema se controla mediante el uso del presionador en el cual el agua y el vapor se mantienen en equilibrio con la ayuda de calentadores eléctricos o aspersores de agua.

El núcleo del reactor está integrado por 157 elementos combustibles. Cada uno de ellos tiene una configuración de 17x17 barras, conteniendo 264 barras de combustible que contienen pastillas de óxido de uranio ligeramente enriquecido con Uranio-235, 24 canales para barras de control y un canal de instrumentación intranuclear.

El circuito secundario está formado, básicamente, por el sistema de agua de alimentación principal, el sistema de vapor principal, y el ciclo de turbina que consta de turbogenerador, condensador, depósito de condensado, bombas, calentadores y demás equipos auxiliares.

La turbina es de dos cuerpos a 1.500 rev/min con separadores de humedad y recalentadores de vapor externos entre los cuerpos de alta y baja presión. El alternador, trifásico, está refrigerado por hidrógeno y tiene una producción de 1135400 KVA y una producción máxima garantizada de 1.090.000 KW.

El condensador tiene como función ser el sumidero de calor del ciclo secundario, en él el calor se transfiere al agua de circulación que fluye por el interior de los tubos y procede del mar.

La central dispone de un sistema de protección y control del reactor. El sistema de protección tiene una doble función, por un lado indicar condiciones anormales de funcionamiento y por otro iniciar señales de parada del reactor e iniciación de sistemas de seguridad cuando las condiciones de operación alcanzan los límites de seguridad. El sistema de control del reactor permite a la central adaptarse a cambios de potencia en escalón del 10% y variaciones graduales del 5% por minuto, dentro del intervalo de potencia comprendido entre el 15% y el 100% de la potencia nominal.

Los sistemas eléctricos de la central están diseñados para suministrar energía durante el arranque, la operación normal, parada y situaciones de emergencia. Está compuesto por el sistema de generación de 21 kV, el sistema de 400 kV para el transporte de energía producida y para alimentación de sistemas auxiliares durante el arranque, el sistema de 6′25 kV para alimentación de sistemas auxiliares y de emergencia, y los sistemas de 400 V, 230 V y 118 V de corriente alterna y 125 V y 230 V de corriente continua. Además dispone de dos fuentes de emergencia independientes y separadas, una de 220 kV y otra de 110 kV. Asimismo cada una de las barras de emergencia de 6′25 kV dispone de un generador diesel.

La central dispone de sistemas de seguridad entre los que se encuentra el sistema de inyección de seguridad a alta y baja presión cuya misión es inyectar agua borada en el núcleo después de un accidente de pérdida de refrigerante, proporcionando además una refrigeración del núcleo a largo plazo por medio de la recirculación de agua borada entre el sumidero de la contención y el núcleo del reactor, el sistema de agua de alimentación auxiliar que proporciona el medio de evacuación de calor del sistema de refrigeración del reactor en las condiciones en el que el sistema de agua de alimentación principal no se encuentra disponible, así como los sistemas de rociado y enfriamiento de contención, cuya misión es retener dentro del edificio de contención los productos radiactivos que se descargarían en el caso de un accidente con pérdida del refrigerante además de reducir la presión y temperatura interiores y purificar el aire.

Todos estos sistemas de seguridad mencionados, además de otros y sus soportes han sido analizados desde diferentes puntos de vista en el APS de la central nuclear Vandellós II.

#### II.2. Alcance del APS nivel 1

El APS de la central nuclear Vandellós II fue el sexto solicitado en España y el cuarto en el marco del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS, que se aprobó en España en 1986 (Ref. 0). El CSN requirió su realización a Asociación Nuclear Vandellós (ANV) mediante carta de 18 de octubre de 1990 (Ref. 2) (Ver Anexo 1 del presente informe), en la que se indicaban los criterios generales (objetivos, alcance y metodología) a seguir en la preparación del Plan de Proyecto.

Manteniendo la filosofía del Programa Integrado, el alcance de este APS fue superior al del precedente. En concreto se requirió la realización de un APS de nivel 1, es decir, hasta el nivel de estimación de la frecuencia de accidentes con deterioro del núcleo del reactor, realizándose este estudio partiendo de situaciones en que el reactor esté inicialmente no solo a potencia, sino en cualquier modo de operación.

Por otro lado, a lo que es un APS de nivel 1, se le añadía el análisis del riesgo de otros accidentes iniciados por sucesos "externos", según la terminología del APS, como son los incendios y las inundaciones originadas por fuentes tanto internas a la central como externas a la misma.

Se solicitó, también, un análisis probabilista del edificio de contención en caso de los diferentes tipos de accidente con daño al núcleo para llevar a cabo su función de retención de productos de fisión en el interior, asimismo, como parte del este análisis de contención, se solicitó un análisis de los sistemas de aislamiento y extracción de calor de la contención para realizar su función en los diferentes casos posibles de accidentes con daño al núcleo. Esta parte del estudio constituye el denominado APS nivel 2 que se describe en detalle en el apartado 5.

Otro estudio solicitado fue la estimación de la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo del reactor debido a movimientos sísmicos en el emplazamiento de la central.

Por su parte, la central Vandellós II decidió ampliar el estudio solicitado por el CSN, hasta cubrir el alcance de un IPEEE (Individual Plant Examination of External Events). Para ello realizó un análisis del comportamiento de la planta frente a sucesos iniciadores externos tales como inundaciones externas, vientos, transportes, así como cualquier otro posible impacto particular en la central Vandellós II de otros sucesos externos.

## II.3. Organización del APS nivel 1

El Proyecto APS se realizó en parte directamente por personal de ANV, y en parte por un Equipo de Proyecto Exterior (EPE) pilotado por la antigua Hidroeléctrica Española (HE) y forma-

do por personal de ésta y de las principales ingenierías españolas con experiencia en APS: Empresarios Agrupados, INITEC, INYPSA y UITESA.

La organización por parte de ANV estaba formada por un Comité de Dirección y por la Dirección de Proyecto. El Comité de Dirección tenía funciones de supervisión general del proyecto, aprobación de contratos, resolución de aspectos administrativos, coordinación de la participación de personal de las diversas unidades de ANV, y en última instancia, responsable de la garantía de calidad del proyecto. Por su parte la Dirección de Proyecto, dependiente del Comité de Dirección, estaba formada por un director y un director adjunto que efectuaban el control y dirección general del proyecto, la coordinación de las actividades desarrolladas por el EPE, la aprobación de documentos, y la interlocución con el CSN.

Por parte del EPE estaba la Jefatura de Proyecto, asumida por HE y ejercida por un jefe y un jefe adjunto, con misiones idénticas con objeto de poder cubrir con mayor detalle el desarrollo de los trabajos contratados al EPE. Esta Jefatura era el responsable técnico de los trabajos desarrollados por el EPE e interlocutor válido de los mismos frente a ANV, a través de la Dirección del Proyecto.

Asimismo, ANV aportó personal procedente de la Unidad de Dirección de Central con conocimientos y experiencia en explotación, y de la Unidad de Servicios Técnicos con objeto de aportar los conocimientos de diseño de la central y para la realización directa de aquellos trabajos del proyecto que desarrollase directamente ANV así como para la revisión de los productos del APS. El objetivo de esta organización era tratar de implicar lo más posible al personal de ANV en el desarrollo del APS para que adquiriese el mejor conocimiento posible de la tecnología de esta herramienta, y en concreto del APS de esta central, lo que se considera fundamental para las futuras aplicaciones.

Las actividades de verificación de documentos fueron realizadas, en primera instancia, por personal del EPE bajo supervisión directa del jefe de garantía de calidad, y tenía como función fundamental el asegurar la garantía de calidad técnica del proyecto. Posteriormente la Jefatura de Garantía de Calidad del Proyecto de ANV verificó que se cumplía, en todas las fases del proyecto, con el programa aprobado de Garantía de Calidad Técnica.

También existió un equipo de revisión independiente, integrado por personas con experiencia en realización de APS de centrales PWR que no formaban parte del equipo de proyecto. Este equipo estuvo formado por personal que dirigió y participó en la realización del APS de la central nuclear de Ascó.

En la fase de revisión e incorporación de puntos pendientes correspondientes a la revisión 0 del APS se constituyó un nuevo equipo de trabajo formado por personal perteneciente a ANV y a Empre-

sarios Agrupados que habían participado en la primera edición. El esquema organizativo en esta fase fue mucho más simple puesto que se realizó principalmente con personal de ANV, con ayudas puntuales de personal de Empresarios Agrupados que habían participado en la elaboración de la revisión 1 del APS. La Dirección de Proyecto fue asumida por la misma persona que la había realizado con antelación.

En la actualidad, la central Vandellós II mantiene un equipo de trabajo formado principalmente por personal de ANV, que viene realizando actividades de preparación de aplicaciones, seguimiento de actividades de la Regla de Mantenimiento y nuevas revisiones del proyecto de APS.

Finalmente, como se explica en mayor detalle en el apartado 4 de este informe, también hubo personal del CSN asignado a la evaluación continua e interactiva de este proyecto.

## II.4. Metodología del APS nivel 1

La metodología utilizada en el nivel 1 de este APS ha seguido básicamente los mismos criterios de los demás APS españoles, establecidos en el NUREG/CR-2815 para sucesos iniciadores internos, incendios e inundaciones internas, así como los criterios expuestos en los documentos NUREG/CR-2728 y, NUREG/CR-2300.

#### II.5. Resultados del APS nivel 1

En este apartado se pretende ofrecer algunos de los principales resultados específicos del APS de la central Vandellós II. No obstante, es necesario resaltar que el conocimiento detallado de los resultados de un APS y su aplicación posterior, requieren de la utilización exhaustiva de la documentación de detalle. Para ello se cuenta con la revisión 2 del Informe Final del APS (Ref. 4) más toda la documentación que lo soporta.

Lógicamente, con el presente apartado sólo se pretende dar una visión global de los aspectos más importantes del APS de la central Vandellós II. Para ello, se ha recogido a continuación el contenido del apartado de resultados del Informe Final del APS.

Los resultados que se exponen corresponden a la revisión 2 del Informe Final del APS, la cual incorpora los comentarios derivados de la evaluación del CSN, las modificaciones de diseño implantadas en Vandellós II, así como cambios habidos en planta relativos a diseño y procedimientos que surgieron como consecuencia de los resultados del análisis, algunos de ellos recogidos en el apartado 3.6 del presente informe.

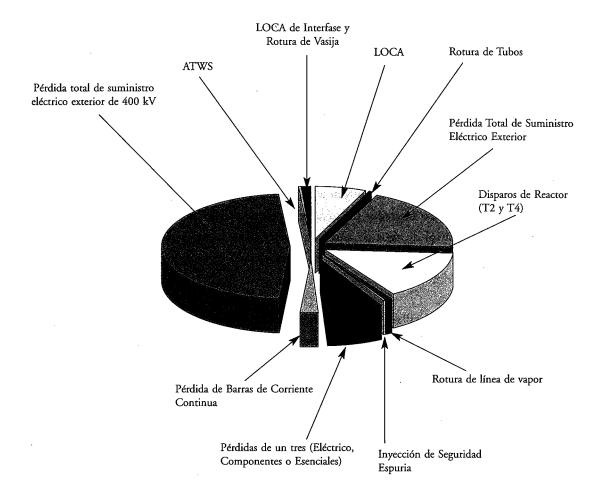
## II.5.1. Resultados del análisis de sucesos iniciadores internos

El objeto principal de la cuantificación de las secuencias de accidentes es la obtención de la frecuencia de daño al núcleo asociada a cada suceso iniciador. Se ha analizado y cuantificado las secuencias de accidente definidas en los árboles de sucesos construidos, mediante el programa Risk-Spectrum, utilizando los resultados obtenidos en las tareas de análisis de sistemas (árboles de fallo), análisis de datos (estimación de parámetros e indisponibilidades), análisis de fiabilidad humana y análisis de fallos dependientes (estimación de parámetros de fallos de causa común).

La Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) debida a la totalidad de los sucesos iniciadores internos tiene un valor medio de 3.658 E-5/año. Los resultados obtenidos por la central Vandellós II se muestran en la tabla siguiente donde se indica, para cada suceso iniciador interno, la frecuencia de daño al núcleo asociada y la contribución en tanto por ciento (%) a la frecuencia de daño total.

Resultados de Sucesos Iniciadores Internos.

| Suceso iniciador. Descripción                         | FDN (/año) | %FDN                                    |
|---|------------|---|
| LOCA muy grande (A1)                                  | 2.38 E-08  | 0.07                                    |
| LOCA grande (A2)                                      | 1.76 E-07  | . 0.48                                  |
| LOCA intermedio (S1)                                  | 1.29 E-06  | 3.52                                    |
| LOCA pequeño (S2)                                     | 8.01 E-07  | 2.19                                    |
| LOCA muy pequeño (S3)                                 | 1.00 E-08  | 0.03                                    |
| Rotura de tubo de generador de vapor (RT)             | 1.01 E-07  | 0.28                                    |
| Pérdida total de energía eléctrica exterior (T1)      | 6.96 E-06  | 19.01                                   |
| Disparo de reactor y turbina (T2)                     | 5.35 E-06  | 14.61                                   |
| Pérdida del sistema de aire comprimido (T4)           | 3.14 E-07  | 0.86                                    |
| Rotura de línea de vapor aguas arriba MSIV (T5)       | 1.00 E-08  | 0.03                                    |
| Rotura de línea de vapor dentro de contención (T6)    | 1.34 E-07  | 0.37                                    |
| Rotura de línea de vapor aguas abajo MSIV (T7)        | 1.34 E-07  | 0.37                                    |
| Actuación espúrea de inyección de seguridad (T8)      | 1.10 E-07  | 0.30                                    |
| Pérdida de la barra 7A (T10)                          | 4.43 E-07  | 1.21                                    |
| Pérdida del tren B del sistema EF (T12)               | 1.69 E-06  | 4.62                                    |
| Pérdida del tren B del sistema EG (T14)               | 8.11 E-07  | 2.22                                    |
| Pérdida de la barra de 125 Vcc KCDV-125-1 (T15)       | 1.64 E-07  | 0.45                                    |
| Pérdida de la barra de 125 Vcc KCDV-125-3 (T16)       | 6.49 E-07  | . 1.77                                  |
| Pérdida de energía eléctrica exterior de 400 kV (T17) | 1.69 E-05  | 46.22                                   |
| Rotura de vasija (RV)                                 | 3.29 E-07  | 0.90                                    |
| LOCA de interfase (V)                                 | 5.61 E-08  | 0.15                                    |
| ATWS  | 1.44 E-07  | . 1.77<br>46.22<br>0.90<br>0.15<br>0.37 |



En la siguiente figura se muestra una representación sectorial de la importancia (% de la frecuencia de daño al núcleo total) para cada grupo de sucesos iniciadores, destacando como principales contribuyentes la pérdida de energía eléctrica exterior de 400 kV, la pérdida total de energía eléctrica exterior y el disparo de reactor y turbina.

A continuación se destacan para los grupos de sucesos iniciadores más significativos, aquellos aspectos de los mismos que más contribuyen a estos resultados.

• Pérdida de energía eléctrica exterior de 400 kV.

Los aspectos que más contribuyen a esta alta frecuencia de daño al núcleo son la propia frecuencia del suceso iniciador (relativamente alta), el fallo de la transferencia rápida debido a que no se dan condiciones adecuadas para el sincronismo, el fallo del generador diesel en operación y el fallo de causa común de los generadores diesel al arranque y en operación.

## • Pérdida total de energía eléctrica exterior.

Los aspectos que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo para este iniciador son los fallos de causa común de las baterías en combinación con fugas significativas por los sellos de las BRR's.

## • Disparo de reactor y turbina.

Los aspectos que más contribuyen a esta frecuencia de daño al núcleo son la propia frecuencia del suceso iniciador (relativamente alta), el fallo de las acciones del operador al realizar el control de agua de alimentación auxiliar, la realización del "Feed and Bleed" y el fallo de los generadores diesel en operación si se produce una pérdida de energía eléctrica exterior durante la secuencia.

A continuación se detallan los sucesos básicos con mayor contribución a la frecuencia de daño al núcleo, obtenidos del análisis del conjunto de la Ecuación Final de Daño al Núcleo.

### Fallos de componentes.

Los sucesos más significativos son los relativos al fallo en operación de los generadores diesel de emergencia y del generador diesel esencial, así como el fallo al arranque de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar.

#### Fallos de causa común.

Los sucesos más significativos son los relativos a los fallos de causa común de las bombas del sistema de agua de servicios esenciales y el fallo de causa común de las baterías.

#### • Errores humanos.

Los sucesos más significativos son el error humano en el control del agua de alimentación auxiliar, así como el error humano en la realización de las acciones de "Feed and Bleed".

### • Sucesos especiales.

Los sucesos más significativos son la probabilidad de que no se den condiciones para llevar a cabo la transferencia rápida entre barras de emergencia, junto con la probabilidad de pérdida de suministro eléctrico exterior de 220 kV durante la secuencia.

• Indisponibilidades por mantenimiento.

Los sucesos más significativos son la indisponibilidad de un tren de agua de componentes como consecuencia de actividades para limpieza del cambiador de calor, junto con la indisponibilidad por mantenimiento de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar.

Puesto que cada uno de los sucesos básicos que entran en la ecuación de daño al núcleo constituye una variable aleatoria, el propio resultado de la frecuencia de daño al núcleo es también una variable aleatoria, teniendo por tanto su propia función de densidad y de distribución. Para obtener estas funciones se realiza un análisis de incertidumbre que consiste en propagar las incertidumbres de los datos a través de la ecuación final de daño al núcleo. El resultado es una función asimilable a una lognormal caracterizada por los siguientes valores:

Percentil del 5% = 1.23 E-05 Mediana (50%) = 2.67 E-05 Percentil del 95% = 9.65 E-05.

## II.5.2. Resultados del análisis de incendios

La central nuclear Vandellós II ha utilizado para realizar su análisis de incendios la metodología FIVE, siendo ésta un método que pretende sistematizar la forma en que distintas centrales pueden hacer una evaluación simple del estado de la instalación frente a los riesgos de incendios, con objeto de identificar puntos débiles o vulnerables, y sin que sea preciso disponer de un APS o realizarla en el marco de él. Más en concreto, esta metodología no es apropiada para llegar a determinar la ecuación de daño al núcleo debida a incendios, así como su frecuencia.

A continuación se presentan las zonas de fuego que presentan los resultados más significativos:

- Zona ZA-1-01: Edificio Auxiliar, elevaciones 91,00 y 96,00. Pérdidas de los trenes A y
  B de inyección de seguridad, recirculación y RHR, así como la posible pérdida del tren
  B del sistema de agua de servicios
- Zona ZA-3-07: Edificio Auxiliar, zona de penetraciones eléctricas del tren B, elevaciones 100,00 y 108,00. Pérdida de alimentación de potencia a la válvula VMBJ02, apertura espúrea de PORVs del presionador y daño a la válvula de bloqueo VMBB01A.
- Zona ZA-4-01: Edificio Auxiliar, sala de motogeneradores tren B, elevación 108,00. Pérdida de inyección a sellos y barrera térmica de las BRRs, apertura espúrea de VMBC04B y posible cierre espúreo de VMBJ05 y/o VMBG08/09/10/11B.

- Zona ZA-4-04: Edificio Auxiliar, sala de centros de distribución tren A, elevación 108,00.
   Pérdida de actuación de apertura y cierre por tren B de las válvulas HCVAL05A/B/C.
- Zona ZPT-4-01: Edificio de Penetraciones de Turbina, elevación 104,10. Pérdida de actuación de apertura y cierre por tren A y B de las válvulas HCVAL05A/B/C.
- Zona ZE-1-01: Edificio Aparellaje, elevaciones 89,50 y 100,00. Pérdida de energía exterior en barras de fase agrupada, pérdida de barras de 6,25 kV normales y protecciones de TAU y TAE.
- Zona ZS-1-02: Edificio de Control, sala de salvaguardias tren B, elevación 91,00. Pérdida de energía exterior en barra 7A y protecciones diferenciales de TAU y TAE.
- Zona ZS-1-10: Edificio de Control, sala de salvaguardias tren a, elevación 91,00. Pérdida de energía exterior en barra 6A y protecciones diferenciales de TAU y TAE

# II.5.3. Resultados del análisis de inundaciones internas

La contribución total a la frecuencia de daño al núcleo debida a inundaciones internas es de 7.8025 E-06 /año.

En la siguiente tabla se recoge la contribución a la frecuencia de daño al núcleo de los distintos sucesos iniciadores producidos por inundación interna.

| Contribución a la FDN por suces | o iniciador de inundaciones internas. |
|---------------------------------|---------------------------------------|
|---------------------------------|---------------------------------------|

| Suceso<br>iniciador | FDN         | % sobre<br>FDN total | Descripción   |  |
|---------------------|-------------|----------------------|---|--|
| DN1                 | 2.9688 E-06 | 38.05                | Pérdida simultánea de barras 6A y 7A                                    |  |
| DN2                 | 4.7889 E-06 | 61.38                | Pérdida simultánea de barras KCDV-125-1 y 3                             |  |
| DN4                 | 8.6279 E-09 | 0.11                 | Pérdida de los dos trenes del sistema EF                                |  |
| T3A                 | 5.232 E-09  | 0.07                 | Pérdida total del caudal de agua de alimentación por pérdida del PLA-52 |  |
| T3F                 | 7.1078 E-09 | 0.09                 | Pérdida total del caudal de agua de alimentación por pérdida del PLA-53 |  |
| T15D                | 8.2988 E-09 | 0.10                 | Pérdida de la barra KCDV-125-1  |  |
| T16E                | 6.7339 E-09 | 0.09                 | Pérdida de la barra KCDV-125-3  |  |
| T1B                 | 8.859 E-09  | 0.11                 | Pérdida total de energía exterior y de la barra 6A                      |  |

La tabla anterior pone de manifiesto que la mayor contribución a la frecuencia de daño al núcleo por inundaciones internas se debe a los siguientes escenarios:

- Pérdida simultánea de las dos barras de corriente continua KCDV-125-1 y 3, seguida de la pérdida de las dos barras de salvaguardia 6A y 7A en un corto espacio de tiempo, debido a la inundación del pasillo S-1-12 situado en el edificio de control a la elevación 91,00. La generación de dicho escenario se debe a focos de inundación resultantes de la rotura completa de las tuberías de 8", 6", 4", 3" y 2" del sistema de protección contra incendios situadas en el edificio de control.
- Pérdida de las dos barras de salvaguardia 6A y 7A, debido a la sumersión de las mismas como consecuencia del agua procedente de las roturas completas de tuberías 8", 6", 4" ó 3" del sistema de protección contra incendios situadas en las zonas S-1-02 ó S-1-14, ubicadas en el edificio de control en la elevación 91,00.

## II.6. Mejoras realizadas en la central

El APS de la central Vandellós II ha servido para identificar posibles puntos débiles de diseño de la central, además de mejoras en procedimientos, pruebas, y prácticas de operación que pueden impactar, de alguna manera, en la evolución de los posibles accidentes de planta.

Durante el proceso de realización de los trabajos relacionados con el APS, y como consecuencia de los mismos se fueron proponiendo una serie de mejoras que, en su mayor parte, han sido implantadas en la central. Se recogen, a continuación, algunas de las modificaciones propuestas durante la realización del APS:

- Inclusión de actuación automática de arranque del sistema de Agua Enfriada Esencial (GJ), por fallo en el sistema de Agua Enfriada no Esencial (GB).
  - En operación normal, la indisponibilidad del sistema GB requiere la acción manual del grupo de operación para arrancar y alinear el sistema GJ, al objeto de no interrumpir el suministro de agua fría a las unidades de aire acondicionado de salas de equipos relacionados con la seguridad. Para solventarlo se automatizó el arranque de las unidades de enfriamiento del GJ y el cierre de las válvulas de interconexión GB/GJ en caso de no disponerse de agua fría en los colectores de suministro.
- Cambio de alimentación eléctrica a los relés de actuación de las válvulas de interconexión del Sistema de Inyección a Alta Presión (BJ) en recirculación.

La interconexión eléctrica a los lazos permisivos de apertura por presión de las válvulas de interconexión de la inyección de baja presión con la de alta presión, procede de barras dependientes de trenes distintos a los de alimentación de los actuadores de dichas válvulas, por lo que se procedió a cambiar los cables a la entrada y a la salida de los armarios del sistema 7300 de Westinghouse.

• Alineamiento hidráulico y eléctrico de la bomba de reserva del tren en operación para el sistema de Agua de Servicios Esenciales (EF).

Debido a la importancia de la pérdida del sistema EF, se consideró junto con la modificación de diseño relativa a la conexión de los embarrados de la bomba en reserva del tren en operación, la alineación eléctrica e hidráulica de dicha bomba al tren en funcionamiento, requiriéndose sin embargo la actuación manual de inserción del carretón de la bomba de reserva para que ésta esté operativa.

Transferencia automática rápida a barras clase, en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior de 400 kV ó 220 kV desde TAU a TAE y viceversa.

Con esta modificación, si se pierde la alimentación exterior de 400 kV y funciona la transferencia automática rápida, no es necesario en primera instancia el arranque del generador diesel para alimentar a la barra de salvaguardias.

 Realización de propuesta de modificación de diseño para añadir una válvula manual con indicación de posición al SVEI en la línea de recirculación de pruebas de las motobombas y la turbobomba del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AF).

Esta modificación permitirá evitar la pérdida de las dos motobombas o de la turbobomba del sistema AF, en caso de fallo a permanecer cerrada de una de las válvulas en la línea de recirculación de pruebas.

 Aumento del punto de tarado de ALTA 3 para actuación del Sistema de Rociado de la Contención (BK).

Esta modificación de diseño formó parte del paquete de licenciamiento del aumento de potencia de la central Vandellós, a propuesta del grupo de APS y T/H. Esto ha permitido para LOCAs pequeños y para las secuencias de feed and bleed alargar el tiempo de consumo del TAAR, ya que el sistema de rociado de contención (BK) no entra en funcionamiento en fase de inyección puesto que no se alcanza la presión en contención para llegar al tarado de ALTA 3,

• Sistema de la Bomba de Prueba Hidrostática (BX).

Con respecto a este sistema se han realizado los siguientes cambios:

- Consideración del sistema BX, en situaciones de posibilidad de pérdida de la barrera térmica e inyección a sellos de las Bombas de Refrigerante del Reactor cuando no
  hay SBO. Para ello se ha incluido el uso de este sistema en la revisión 2 del POF104 "Malfuncionamiento de las Bombas de Refrigerante del Reactor". La utilización
  de este sistema evita que la situación se degradara a un LOCA.
- El grupo APS de CNV, está realizando una evaluación de diversas alternativas de mejoras potenciales relacionadas con el diseño actual de este sistema para hacer frente
  al SBO. En función de esta evaluación se recomendará una propuesta de cambio de
  diseño, caso de considerarse necesario.
- Realización de cálculos dinámicos de transmisión de calor en ciertas salas de equipos para demostrar que no existe dependencia entre la ventilación de la sala y el fallo de los equipos contenidos en la misma, ante ausencia de ventilación durante 24 horas, tiempo estimado de duración de las secuencias de accidente.
- Mejoras en procedimientos de emergencia, operación y fallo.
  - Para evitar situaciones con posibilidad de pérdida de la capacidad de recirculación y fallo del aislamiento de la contención, se ha incluido una precaución en el POE-ES-1.3.
  - Se ha modificado el POF-310 para tener en consideración que en aquellas situaciones, durante SBO, en las cuales el diesel esencial esté inoperable, los interruptores 52-1 a 52-4 no deben abrirse, o si se abren deberán cerrarse con anterioridad a una hora (tiempo de agotamiento de las baterías).
  - Puesta en servicio del Sistema de Extracción del Calor Residual (BC) con actuación previa de IS. Se ha incluido otro apartado en el procedimiento POS-BC1 para considerar la entrada a este procedimiento desde los POE que así lo mencionan.
- Modificaciones en procedimientos de prueba y requisitos de vigilancia, para disminuir los tiempos de exposición al fallo de los contactos de los relés del sistema de Actuación de Salvaguardias.
- Se ha efectuado una recomendación para que se realice una prueba en recarga de los relés modelados en la Transferencia Automática Rápida a barras clase.

- Se ha realizado una política de reducción de indisponibilidades por mantenimiento preventivo que se realiza en operación a potencia, especialmente en las bombas de reserva de sistemas con tres bombas (EF) o con cuatro bombas (EG), con lo cual se reduce la frecuencia de los iniciadores asociados a la pérdida de un tren de estos sistemas.
- Del análisis de inundaciones internas han surgido diversas modificaciones en planta, tales como sellado de penetraciones, estanqueidad de puertas, sistemas de detección de inundación, etc., al objeto de reducir su contribución a la frecuencia de daño al núcleo.

# III. Evaluación del APS nivel 1 de la central nuclear Vandellós II



# III. Evaluación del APS nivel 1 de la central nuclear Vandellós II

### III.1. Introducción

Tal y como se recogía en el Programa Integrado de APS en España (Ref. 0), la evaluación de los APS se debía realizar de forma continua e interactiva.

Una evaluación continua e interactiva como la de los APS españoles, consiste en un seguimiento en paralelo de todas las tareas que se realizan a lo largo del proyecto, de tal manera que los comentarios y conclusiones de tareas parciales puedan ser incluidos en el proyecto de una forma eficaz en el tiempo, antes de la finalización del mismo. Para este seguimiento se asigna una persona del CSN físicamente a las oficinas del proyecto, que es la encargada de efectuar dicha interacción. En las fases o tareas del APS en que se necesita un mayor esfuerzo, se asigna una segunda persona a las oficinas del proyecto, además de contar siempre con los apoyos concretos para las distintas tareas del resto de los especialistas de APS en el CSN.

La necesidad de este tipo de evaluación viene marcada por la propia naturaleza de los provectos de APS, esto es, se trata de proyectos de larga duración, con tareas que se realizan en paralelo pero interaccionando entre sí, y con tareas posteriores que retroalimentan a las anteriores, además con necesidad de un elevado número de recursos humanos y materiales. Si la evaluación fuera realizada "a posteriori" del proyecto, el consumo de recursos del CSN debería ser mucho mayor para alcanzar el mismo nivel de detalle en la evaluación, además los resultados de dicha evaluación tardarían mucho más tiempo en obtenerse y, por tanto, originarían mayor coste a la central al tener ésta que volver a abrir el proyecto mucho tiempo después de haber sido cerrado, o bien, la evaluación se haría en un menor nivel de detalle. Esta última es la situación que se da, en general, en los EE.UU. debido al hecho de que la NRC no tiene recursos para realizar este tipo de evaluación interactiva en más de cien APS realizados de forma simultánea. El hecho de que las evaluaciones no sean detalladas implica un menor conocimiento de las hipótesis y contenido de los APS y, por tanto, un menor grado de confianza en el APS y en sus resultados. Las consecuencias de esta última forma de trabajar se han empezado a sentir en la industria nuclear de EE.UU., donde las solicitudes de aplicaciones realizadas por las centrales nucleares en base a sus APS, a pesar del interés de la propia NRC, se están viendo frenadas al no disponer éstos del grado de detalle suficiente para soportarlas técnicamente.

Por tanto, tal y como ya se ha señalado, la evaluación del APS de la central Vandellós II se realizó, desde el primer momento, de forma continua e interactiva. Para ello, a finales de 1991 se desplazó una persona de la Dirección Técnica (DT) del CSN a las oficinas del proyecto, esta persona permaneció allí hasta principios del año 1994 en que el proyecto cambió la ubicación de sus oficinas. A partir de este momento, se continuó con la evaluación desde las oficinas del CSN. La

persona desplazada en las oficinas del proyecto estuvo apoyada, en todo momento, por las restantes personas que entonces componían el Área de APS de la DT del CSN.

Los informes de las tareas que realizaba la central nuclear Vandellós II se conducían, normalmente, según el proceso que a continuación se describe: tras su elaboración, un informe de tarea pasaba por un proceso de revisión interna, revisión de garantía de calidad y revisión de planta, así como por una aprobación por parte de la jefatura de proyecto. Una vez concluido este proceso los informes eran entregados al CSN.

La evaluación realizada se plasmaba, asimismo, según el proceso que se describe a continuación. Hay que señalar, en primer lugar, que para su evaluación los representantes del CSN hacían uso de la misma documentación de detalle de la que habían hecho uso los analistas para su ejecución, y que se encontraba en su totalidad en las oficinas del proyecto. Tras la emisión del informe de tarea por parte del proyecto, el especialista del CSN realizaba la evaluación tras la cual se elaboraban listas de preguntas y comentarios contenidos en un informe de evaluación al que se añadía como anexo la agenda de reunión, la cual era entregada mediante una comunicación interna al jefe de proyecto del APS de la central Vandellós II. Esta agenda era contestada por el proyecto y las respuestas, por escrito, eran entregadas al representante de la DT mediante comunicación interna. Posteriormente se mantenía una reunión entre expertos de ambas partes, en la que se discutían los comentarios, las respuestas y argumentaciones presentadas por el proyecto, recogiéndose estas discusiones posteriormente, en notas de reunión que eran remitidas al CSN. El personal del CSN aceptaba o comentaba el contenido de dichas notas e incluso, en algunos casos en que se habían dejado pendientes posturas a tomar sobre un tema determinado en el que no se había llegado a un acuerdo, esta postura se tomaba en los comentarios a dichas notas de reunión. El proceso final de análisis y comentarios a las notas de reunión, así como de recogida de puntos pendientes tras la evaluación de una tarea o subtarea del APS era recogido en un informe de cierre de evaluación. Las notas de reunión eran devueltas al proyecto a través de la DT del CSN, quedando así identificadas en las notas de reunión o en los comentarios a las mismas las incorporaciones a los distintos informes de las tareas de APS, o en su caso, a la nueva revisión del informe final.

Vandellós II acometió el proyecto APS nivel 1 en 1991 y presentó su Informe Final en revisión 0 (Ref. 3), en septiembre de 1994. El Informe Final del APS de nivel 2 fue entregado en marzo de 1996 mientras que el Informe Final del APS de Sucesos Externos fue entregado en septiembre de 1996. La fecha de corte de estas revisiones en cuanto a configuración de la central y toma de datos específicos era junio de 1992.

En mayo de 1997, se celebró una reunión de planificación entre el CSN y la central Vandellós II al objeto de finalizar la revisión de las tareas que en aquel momento estaban pendientes, en diciembre de 1997. Esas tareas eran incendios e inundaciones internas, datos, fiabilidad humana y nivel 2.

En octubre de ese mismo año, se recibió una carta de Vandellós II (CNV-L-CSN-2580), donde se hacía constar que se iba a producir un ligero retraso en el programa de evaluación por motivos achacables a la central. En esa misma carta se decía que "dado el tiempo pasado desde la realización del proyecto, la central nuclear Vandellós II está considerando la posibilidad de actualizar el alcance para incluir las modificaciones de diseño así como las prácticas operativas actuales...". Posteriormente, la posibilidad reseñada con anterioridad, se hizo realidad, comprometiéndose la central a tener la revisión 2 del APS de nivel 1, actualizado a diciembre de 1997, en mayo de 2000. En esta nueva revisión, se incluyeron también todos los pendientes resultantes de la evaluación de la anterior revisión, y que estaban recogidos en el documento de la referencia 5.

Durante la realización de esta nueva revisión, se intentó mantener el proceso de evaluación continua. Para ello se hicieron dos inspecciones y cuatro reuniones en las oficinas de la central, con el objeto de hacer un seguimiento del desarrollo de las tareas que estaban siendo revisadas.

Cabe destacar que este APS fue el penúltimo en ser solicitado por el CSN, por lo que se contaba ya por esas fechas con amplios conocimientos y experiencia en la realización de estos estudios, lo cual se reflejó en la calidad técnica de los documentos y, por tanto, en los comentarios surgidos de la evaluación por parte del personal del CSN.

El resto de los subapartados de este apartado están dedicados a recoger de forma sintetizada las evaluaciones realizadas para cada una de las tareas de APS y la recogida de temas destacables de la evaluación. De manera previa a las tareas de evaluación de APS propiamente dichas se realizaron labores de evaluación del plan de proyecto general y de los distintos procedimientos tanto administrativos como los técnicos de cada una de las tareas.

#### III.2. Plan de Proyecto

Tras la carta del presidente del CSN de fecha 18 de octubre de 1990 (anexo 1) en la que se pedía la realización del APS, se dio plazo hasta el 31 de marzo de 1991 para remitir un plan de proyecto o documento general, donde quedaran plasmadas las líneas a seguir por el proyecto para dar cumplimiento a los objetivos marcados por el CSN en dicha carta.

El plan de proyecto fue enviado al CSN en marzo de 1991, y evaluado por el Área de APS y Factores Humanos de la DT del CSN (Ref. 6). La evaluación aceptó las líneas generales del plan de proyecto, pero con ciertas consideraciones que deberían ser tenidas en cuenta durante la realización de éste. De estas consideraciones cabe destacar las siguientes:

- Había aspectos metodológicos que se dejaban abiertos hasta una mayor profundización en su conocimiento o mayor definición por parte de la NRC. Este era el caso, por ejemplo, del análisis de incendios. El CSN advirtió que las decisiones que pudiera adoptar la NRC no implicaría la aceptación implícita del CSN hasta la elaboración de unos procedimientos concretos de trabajo y su evaluación.
- Junto al plan de proyecto se presentó un análisis cualitativo del alcance del APS en otros modos de operación. Este alcance se consideró como un mínimo de lo aceptable, aunque no suficiente.
- Se hizo hincapié en la necesidad de una vinculación lo más efectiva posible y durante todo el proyecto por parte del personal de explotación de la central nuclear Vandellós II.
- El APS resultante debería ser tal que sirviera como base para futuras aplicaciones sistemáticas en base a los modelos desarrollados.

Con estas consideraciones, el plan de proyecto para la realización del APS de Vandellós II fue aprobado por la DT del CSN, y notificado a la central mediante carta del presidente del CSN de fecha 26 de julio de 1991 (Ref. 7).

#### III.3. Manual de Procedimientos

La evaluación del APS propiamente dicha comienza con la evaluación de los procedimientos. En el caso del APS de Vandellós II no se hizo evaluación de los procedimientos administrativos puesto que las bases estaban ya sentadas en otros APS anteriores; sin embargo, sí se hicieron algunas sugerencias para la buena marcha del proyecto, como fue el proponer que la DT del CSN pudiera disponer de las respuestas de la central Vandellós II a la agenda para el estudio previo a la reunión, con el fin de agilizar dicha reunión en aquellos casos en que la DT del CSN estuviera de acuerdo con la explicación aportada por el proyecto.

En cuanto a los procedimientos técnicos, tampoco se evaluaron en su totalidad, puesto que en APS anteriores se habían elaborado y discutido de forma detallada y Vandellós II partió para su elaboración de la experiencia previa. Se consideró que si durante la evaluación de las diferentes tareas surgían consideraciones importantes sobre los procedimientos, estas serían incorporadas a posteriori.

Se evaluaron, únicamente, aquellos procedimientos donde las bases de partida no eran tan claras o que en principio tenían más dificultades. Las tareas cuyos procedimientos fueron evaluados fueron (Ref. 8 a 13):

- Procedimiento de Análisis de Sistemas.
- Procedimiento de Análisis de Fiabilidad Humana.
- Procedimiento de Análisis de Datos.
- Procedimiento de Análisis de Fallos de Causa Común.
- Procedimiento de Cuantificación de Secuencias de Accidente.
- Procedimiento de Inundaciones Internas.

Los procedimientos del APS de la central Vandellós II, en líneas generales, están basados en los realizados para los APS anteriores, evaluados en gran detalle en su día y en los que además ya se había incluido la experiencia adquirida en cada una de las tareas de APS así como los comentarios acordados con el CSN durante la realización de los diferentes proyectos. La central nuclear Vandellós II completó dichos procedimientos y los adaptó a sus necesidades y particularidades. A lo largo de la realización de las tareas del proyecto surgieron casos, en que las necesidades de los modelos hicieron apartarse de los procedimientos originales con el fin de obtener mejores resultados. Así los procedimientos hubieron de ser adaptados a las nuevas situaciones no planteadas inicialmente.

## III.4. Familiarización con la planta

Esta tarea constituye la base fundamental para el resto del APS, consiste en líneas generales, en las siguientes subtareas: identificación de las funciones fundamentales para evitar la fusión del núcleo; identificación de sistemas de planta, tanto frontales como sus soportes, que cumplen dichas funciones; identificación de sucesos iniciadores; definición de criterios de éxito para los sistemas de cara a hacer frente a los iniciadores antes definidos; y por último, agrupación de los iniciadores según los requerimientos para los criterios de éxito.

La evaluación de esta tarea se efectuó con anterioridad a la entrega del informe final en revisión 0, se recoge en el informe de evaluación correspondiente (Ref. 14) y fueron analizados en detalle los siguientes aspectos de la tarea:

- Determinación de sucesos iniciadores: se examinaron las fuentes de datos de suministradores Westinghouse sobre sucesos iniciadores en centrales de este tipo y se analizaron los sucesos ocurridos en Vandellós II. Asimismo, se evaluaron el análisis de modos de fallo y efectos (FMEA) y la estructura jerárquica de disparo.
- Identificación de sistemas y funciones de seguridad tanto frontales como soporte.

• Criterios de éxito: para la evaluación de criterios de éxito es necesaria la evaluación y valoración de los análisis presentados mediante análisis paralelos con códigos termohidraúlicos, por lo que esta tarea de evaluación, en el área APFU, no podía realizarse de una
forma detallada. Debido a esto, el CSN contrató esta evaluación a la ingeniería americana Science Applications International Corporation (SAIC).

Tras responder la central Vandellós II a la agenda que contenía el informe de evaluación, las discusiones se plasmaron en una reunión celebrada el día 29 de octubre de 1992. Para comprobar en detalle los resultados de dicha evaluación conviene acudir a las notas de reunión (Ref. 15), sin embargo como puntos destacables de la evaluación se pueden señalar:

- Se revisaron y modificaron la asignación de sucesos ocurridos en Vandellós II a los distintos grupos genéricos de sucesos iniciadores.
- Se incluyeron nuevas líneas que podían provocar LOCA's de interfase.
- Se revisaron las agrupaciones de sucesos iniciadores.
- Se plantearon dudas sobre ciertos criterios de éxito para varios iniciadores.

En la revisión 2 del informe final del APS, se volvió a realizar de forma explícita la clasificación de los rangos de LOCA, a partir de cálculos realizados por el grupo de APS y T/H con los códigos MAAP y RELAP que se actualizaron para incorporar el aumento de potencia licenciado en 1997, de forma que se volvió a verificar los criterios establecidos en cuanto a los sistemas frontales que se requieren para evitar el daño al núcleo.

Asimismo, en la revisión 2 se incorporaron los puntos pendientes resultantes de la evaluación de esta tarea, y se eliminó el grupo de sucesos iniciadores correspondiente a T3, pérdida de agua de alimentación principal, que se integró al grupo T2, disparo de reactor y turbina, al no dar crédito en el análisis a la inyección a los generadores de vapor con agua del sistema de condensado.

# III.5. Análisis de secuencias de accidente

Esta tarea se puede dividir en dos partes fundamentales, la delineación de secuencias propiamente dicha y la determinación de tiempos disponibles para las acciones humanas. Así la evaluación del documento de análisis de secuencias comprende la evaluación de los sucesos analizados, cabeceros de los árboles con sus árboles funcionales o de sistemas asociados, así como el seguimiento y validación de las secuencias de accidente propuestas mediante el uso de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) en vigor. En cuanto a la evaluación de la parte correspondiente a la determinación de tiempos disponibles para las acciones humanas, se realizó una valoración de los tiempos y razonamientos presentados.

La evaluación de esta tarea se dividió en tres partes, por un lado las secuencias de LOCA, por otra los transitorios y por último las secuencias correspondientes a la rotura de tubos de los generadores de vapor y a los ATWS (Ref. 16 a 18). Tras el envío de cada agenda, la central Vandellós II envió las respuestas a los comentarios de la DT del CSN, celebrándose tres reuniones entre el CSN y el proyecto los días 11 de enero, 28 de abril y 11 de octubre de 1994.

De todos los temas surgidos a raíz de la evaluación del CSN relacionados con la tarea de delineación de secuencias se resumen a continuación los más significativos, o de mayor impacto, extraídos tanto de las notas de reunión (Ref. 19) como del informe de puntos pendientes (Ref. 20):

- CNV modeló secuencias, para algunos iniciadores, que no estaban respaldadas por ningún cálculo termohidraúlico.
- Se recomendó a CNV poner especial cuidado a la hora de utilizar el código MAAP para la definición de criterios de éxito, debido a que este código utiliza unos modelos termohidraúlicos simplificados.
- Se detectaron bastantes inconsistencias durante la evaluación de los cálculos para determinar los tiempos disponibles para la realización de las acciones humanas, por lo que se solicitó a CNV la realización de estos cálculos con unas directrices marcadas por el personal del CSN.
- En varias secuencias aparecen cabeceros funcionales compuestos por la acción de varios sistemas que, evidentemente, realizan la misma función. El problema estriba en que, ya sea en el éxito o en el fallo de estos cabeceros, no es fácil saber con certeza en que estado físico se encuentra la planta y, en algunos casos, tampoco se puede asegurar si los cabeceros siguientes son o no aplicables.
- En las secuencias de roturas de líneas de vapor se discutió ampliamente el tema de la rotura inducida de tubos de los generadores de vapor, debido a la gran diferencia de presión que se origina entre los circuitos primario y secundario.
- Se solicita gran número de nuevas justificaciones en los modelos y delineación de secuencias.

En la revisión 2 del APS se incluyeron los pendientes existentes de la revisión anterior. Asimismo, Vandellós II volvió a realizar de forma explícita los cálculos para verificar los criterios establecidos en cuanto a los sistemas frontales que se requieren para evitar el daño al núcleo. Estos cálculos se realizaron con los códigos RELAP y MAAP que se actualizaron para incorporar el aumento de potencia, licenciado en 1997. Estos cálculos también sirvieron para determinar los tiempos disponibles para la realización de las acciones humanas.

En la revisión 2 se han desarrollado las secuencias procurando evitar en lo posible las transferencias a otros árboles de sucesos, e integrando en cada árbol de sucesos todo el desarrollo hasta el final del accidente. Las excepciones han sido aquellos árboles en que si se desarrollaban las transferencias a otros en el mismo árbol, aumentaba mucho el número de secuencias de dicho árbol.

Los árboles de sucesos con cambios más significativos en esta nueva revisión han sido los correspondientes a los iniciadores T1 (pérdida total de energía eléctrica exterior) y T17 (pérdida de energía eléctrica exterior de 400 kV.), en los que se ha considerado el éxito de la transferencia rápida, el generador diesel esencial y la bomba de prueba hidrostática para inyección a sellos de las BRR.

## III.6. Análisis de sistemas

De todas las tareas en un APS es ésta la que más cantidad de recursos en horas hombre necesita, tanto para su realización como para su evaluación posterior por el CSN. En el caso del APS de Vandellós II fueron evaluados 14 de los 17 sistemas modelados en el APS analizando en detalle tanto las hipótesis como los modelos, lo que da una idea del esfuerzo realizado.

Al igual que ocurre con la tarea de Familiarización con la Planta, la mayor parte de las reuniones, donde fueron resueltas las discrepancias surgidas de las evaluaciones del CSN, se mantuvieron antes de la entrega del informe final en revisión 0, por lo que muchos de los puntos pendientes ya fueron incluidos en dicho informe final. A continuación se indican los sistemas evaluados así como las referencias donde se pueden encontrar los informes de evaluación y las notas de reunión respectivamente:

- Sistema Esencial de Agua Enfriada (GJ) (Refs. 21 y 22).
- Sistema de Distribución de Corriente Alterna (PB) (Refs. 23 y 24).
- Sistema del Secuenciador de Salvaguardias (SC) (Refs. 25 y 26).
- Sistema de Disparo del Reactor (QV) (Refs. 27 y 28).
- Sistema de Rociado de Contención (BK) (Refs. 29 y 30).

- Sistema de Distribución de 125 Vcc (Clase 1E) y de 118 Vca (Vital y Clase 1E) (PK) (Refs. 31 y 32).
- Sistema de Agua de Servicios Esenciales (EF) (Refs. 33 y 32).
- Sistema de Evacuación de Calor Residual (BC) (Refs. 34 y 35).
- Sistema de los Generadores Diesel de Emergencia (KJ) (Refs. 36 y 37).
- Sistema de Agua de Refrigeración de Componentes y Enfriamiento de la Contención (EG/GN) (Refs. 38 y 39).
- Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AL) (Refs. 40 y 30).
- Sistema de Inyección de Seguridad a Alta Presión (BJ) (Refs. 41 y 42).
- Sistema de Actuación de Salvaguardias (SA) (Refs. 43 y 28).
- Sistema de Aislamiento de Contención (SM) (Refs. 44 y 28).

Para tener una visión más clara de los resultados de la evaluación de esta tarea en concreto, hay que acudir a la documentación de origen, ya que el análisis se efectúa a un nivel de detalle tal que para la comprensión de las distintas actas es necesaria la información básica, esto es, diagramas de control y cableado, procedimientos de prueba, etc.

En general, tras la evaluación de sistemas en el APS de Vandellós II, se han llevado a cabo incorporaciones de fallos no considerados en los distintos modelos, inclusión de nuevos argumentos justificativos de hipótesis, modificaciones documentales, etc. Sin embargo, no han sido realizadas grandes modificaciones en cuanto a nivel de detalle o de consideración de dependencias o metodológicas, dado que existía una experiencia previa en los APS realizados y evaluados con anterioridad en los que los fallos sistemáticos detectados fueron resueltos y sirvieron de apoyo para la mejora de los procedimientos, que a su vez fueron la base, como ya se ha dicho anteriormente, para los del APS de Vandellós II.

El punto pendiente más importante surgido de esta evaluación fue el relativo a la ventilación de ciertas salas de equipos. La central nuclear Vandellós II no modeló estas ventilaciones en base a ciertas pruebas y cálculos que no fueron aceptados por los especialistas del CSN.

En la revisión 2 del informe final, y en lo que respecta a esta tarea de análisis de sistemas, se han incorporado los pendientes surgidos de la evaluación del CSN de la anterior revisión. Además se han incorporado a los modelos de los sistemas las modificaciones de diseño realizadas en la planta desde la fecha de corte de la anterior revisión (junio de 1992) hasta la fecha de corte de la actual revisión (marzo de 1999).

También se han modelado dos nuevos sistemas. El sistema de inyección a sellos de las BRR's con la bomba de prueba hidrostática (BX), que fue modelado de una forma muy simplificada en la revisión anterior, y que es requerido en secuencias de SBO cuando el arranque del generador diesel esencial ha tenido éxito y en secuencias cuyo iniciador es la pérdida de un tren, tanto de alimentación eléctrica como de refrigeración de agua de servicios esenciales o de componentes, además del fallo del otro tren. El otro sistema nuevo es el del generador diesel esencial (KZ) que se incorpora a los modelos del APS como consecuencia de la modificación de diseño realizada por la central nuclear Vandellós II para hacer frente a situaciones de SBO.

## III.7. Análisis de datos

Esta tarea tiene como objetivo reflejar la experiencia de explotación en las cuantificaciones de las probabilidades, frecuencias e indisponibilidades de los sucesos básicos que aparecen en los árboles de fallos y sucesos, con excepción de los sucesos debidos a errores humanos recogidos en otra tarea.

El proceso a realizar para la obtención de los distintos valores es en líneas generales, el siguiente: en primer lugar se confecciona una base genérica de datos de fallo, de indisponibilidades de componentes y de frecuencia de iniciadores, que luego se actualizan "bayesianamente" con la experiencia específica de la central. Para analizar esa experiencia hay que revisar toda la documentación de planta que recoge en detalle la información necesaria, como son los libros de sala de control, histórico de actividades, órdenes de trabajo, registros de mantenimiento, informes de disparos, informes de sucesos notificables, etc. Con esta información se determinan el número de fallos de componentes, horas de operación, número de demandas, horas de indisponibilidad por mantenimiento, incidentes de cada tipo ocurridos en el transcurso de la operación etc.

Es, por tanto, una tarea minuciosa y de gran nivel de detalle, por lo que también aquí hay que acudir a la documentación original para tener una idea más clara de la evaluación de la misma. Dicha evaluación se realizó de forma separada para cada una de las distintas partes que comprenden el conjunto de toda la tarea.

En este caso la única evaluación realizada con anterioridad a la entrega del informe final en revisión 0 fue la correspondiente al procedimiento de esta tarea. Tras la recepción de este informe final se procedió a la evaluación de las distintas partes que componen esta tarea, la cual se dividió en dos bloques.

El primero de ellos integró a las subtareas de frecuencia de sucesos iniciadores y probabilidades asociadas a sucesos especiales. Los informes de evaluación figuran en las referencias 45 y 46. La reunión se mantuvo los días 30 y 31 de marzo de 1998 (Ref. 47). A modo de resumen no exhaustivo de los resultados de la evaluación de estas tareas, se pueden destacar los siguientes puntos importantes:

- No se había recogido en el documento la metodología usada para estimar estas frecuencias de los sucesos iniciadores, lo cual es necesario explicar para conocer el método utilizado para el cálculo de la frecuencia de cada uno de los iniciadores.
- Para la obtención de la frecuencia de algunos iniciadores, se utilizaron datos genéricos, lo cual va en contra de la filosofía de los APS españoles sobre la obtención de datos. Se recomendó desarrollar modelos simplificados para estos iniciadores, cuantificados con datos específicos de planta. Este punto aplicó igualmente a modelos simplificados utilizados para el cálculo de ciertos sucesos especiales.
- No era adecuado el tratamiento estadístico realizado a las frecuencias obtenidas. Se debía repetir este tratamiento, en función de la procedencia de los datos utilizados en el cálculo de cada frecuencia.
- Para el cálculo de ciertas probabilidades de sucesos especiales se desarrollaron modelos simplificados que no contenían fallos simples que contribuían en la misma medida a la probabilidad del suceso que los fallos modelados.

En la revisión 2 del APS, se han considerado los aspectos mencionados anteriormente, además de modificarse los cálculos de las probabilidades y frecuencias que así lo han requerido debido a cambios de diseño, o por cambios de la política de rotación de equipos o por modificaciones de procedimientos de prueba de la central.

El otro bloque contenía el resto de las subtareas, es decir, la base de datos genérica, las indisponibilidades por pruebas y mantenimiento preventivo, horas de operación e indisponibilidades por mantenimiento correctivo.

La evaluación de este bloque fue totalmente distinta al resto de las tareas, debido a que, en octubre de 1997, al decidir la central nuclear Vandellós II realizar la revisión 2 del APS de nivel 1 y extender el período de análisis de datos específicos hasta diciembre de 1997, decidió asimismo rehacer por completo las subtareas citadas anteriormente.

Con anterioridad al inicio por parte de Vandellós II de estas tareas, se mantuvieron una serie de reuniones con los especialistas del CSN al objeto de consensuar la metodología que iba a ser utilizada durante la realización de las mismas.

Debido al volumen de información necesario para llevar a cabo el análisis, la central Vandellós II elaboró una estructura de base de datos, que constituye una forma versátil y eficaz tanto para la realización del análisis como para el almacenamiento y posterior tratamiento y consulta de la información. Esta estructura de base de datos es muy novedosa en los APS españoles y permite que tanto la extracción como el tratamiento de la información, se lleve a cabo de una forma bastante automatizada, lo cual puede evitar que se cometan errores a la hora de obtener los datos de fallo de los sucesos básicos del APS. A continuación se describe brevemente los sucesivos pasos de la metodología:

- 1. Recogida de la información de planta necesaria para el análisis.
  - Notificaciones de anomalía (NA).
  - Esta información es generada por el personal de Sala de Control en soporte papel por lo que se tiene que incluir en la base de datos de forma manual.
  - Ordenes de Trabajo (OT) del Sistema Integrado de Gestión de Mantenimiento (SIGMAN).

En el SIGMAN se almacena una parte significativa de la información relativa a la OT. Para su uso dentro del análisis de APS se efectúa en primer lugar una extracción de una parte de la información contenida en el SIGMAN, a continuación se realiza un tratamiento mediante un programa FORTRAN, y finalmente la información de salida del programa se incluye en la base de datos de análisis de OT. Desde esta base de datos se realiza una extracción de la misma, para su análisis mediante otro programa informático cuyos objetivos son: asignación a las OT de un criterio de exclusión automático y determinar algunos parámetros adicionales de las OT útiles para el análisis como la duración del descargo, el modo de operación donde se ha iniciado el descargo, etc.

## 2. Análisis.

El objetivo último de esta fase es determinar los fallos e indisponibilidades de componentes tanto por mantenimiento correctivo como preventivo. Los pasos del análisis son:

Asignación de Ordenes de Trabajo a Notificaciones de Anomalía.

Para ello se dispone de una serie de herramientas de tal forma que se realiza una búsqueda de las OT relacionadas con las NA generadas sobre sistemas de interés para el APS.

• Análisis de indisponibilidades por mantenimiento preventivo.

La aplicación dispone de una serie de consultas que permiten identificar rápidamente las OT cuya realización genera indisponibilidades sobre componentes de interés para el APS. Para cada OT identificada en este análisis se añade un campo con la codificación del suceso de indisponibilidad generado. Esto establece un vínculo entre suceso y OT que hace el análisis perfectamente traceable.

• Análisis de las OT de mantenimiento preventivo y pruebas.

Tras el paso anterior queda todo un conjunto de OT de mantenimiento preventivo y pruebas que no generan indisponibilidad. No obstante se procede a su revisión por si en alguna actividad de preventivo se ha detectado algún problema o fallo de un equipo.

## Análisis del resto de OT.

En este paso es necesario un buen conocimiento de la planta y los sistemas así como, eventualmente, proceder a consultas con el personal de mantenimiento para clarificar aspectos específicos de algunas OT. En este paso son importantes tanto los Informes de Sucesos Notificables como los de Informes de Experiencia Operativa.

En este punto del análisis se han obtenido ya los sucesos de fallo e indisponibilidad por mantenimiento preventivo y correctivo. Esta información, con su tratamiento "bayesiano" cuando proceda, se carga a los sucesos básicos automáticamente de forma que luego pueda ser transmitida al código de cuantificación sin ninguna manipulación intermedia, evitando así errores.

También se desarrolló una nueva metodología para la obtención de horas y demandas. A partir de la información de planta, principalmente del ordenador de procesos, se extrae información de arranques/paradas y aperturas/cierres de los componentes de interés para el APS para posteriormente, y mediante un tratamiento con un programa FORTRAN, obtener las demandas a que han sido sometidos los equipos así como sus horas de funcionamiento. Con esta aplicación, de nuevo, se evitan manipulaciones intermedias evitando errores.

La evaluación por parte del CSN se centró en la comprobación de que estos programas informáticos funcionaban correctamente desde el punto de vista de obtención y tratamiento de la información. Para ello se hicieron comprobaciones al azar de sistemas y componentes, repitiendo el proceso manualmente para verificar que los resultados coincidían. La conclusión fue que la estruc-

tura informática elaborada por Vandellós II cumplía de una manera satisfactoria los objetivos para los que había sido desarrollada.

Este proceso de evaluación está plasmado en los informes de evaluación recogidos en las referencias 48 a 51, así como en las notas de reunión de la referencia 52.

## III.8. Análisis de fiabilidad humana

En esta tarea se analizan y cuantifican los posibles errores humanos que se pueden manifestar en el transcurso de una secuencia de accidente y que aparecen bien como sucesos básicos en los árboles de fallos de sistemas o en cabeceros funcionales, o bien como cabeceros de árboles de sucesos. Los errores humanos pueden ser latentes, es decir, haber sido cometidos previamente al suceso iniciador, pero que se manifiestan durante la secuencia, como por ejemplo los errores de realineamiento tras mantenimiento, o también pueden ser errores del operador posteriores al iniciador como consecuencia de las acciones para mitigarlo. Ambos tipos de errores se analizan y cuantifican de forma distinta, haciendo uso de técnicas de análisis y cuantificación totalmente diferentes.

Esta tarea requiere, por tanto, un análisis y conocimiento detallado de los procedimientos de planta, en general, de prueba, mantenimiento, calibraciones, algunos de los administrativos, operación normal, y sobre todo, los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) de la central en cuestión.

La evaluación de esta tarea fue iniciada y efectuada por el CSN después de la entrega de la revisión 0 del Informe Final, y está recogida en detalle en los informes de las referencias 53 a 55. La reunión sobre estos informes se celebró el 1 de abril de 1998 (Ref. 56), pudiéndose destacar como puntos más importantes los siguientes:

- Se debe incluir en el informe la descripción del proceso de calibración que sirva de argumentación para demostrar que no se produce el error de comisión en la selección del instrumento a calibrar
- Se hace especial hincapié en la necesidad de que las acciones queden perfectamente recogidas documentalmente, entre otras cuestiones, se pidió corregir el informe de fiabilidad humana en el sentido que, para cada acción humana en cada secuencia, se analice e indique siempre el paso del POE que requiere su ejecución. Se pidió también la
  inclusión de tablas que ayuden a identificar acciones.
- Se debe analizar adecuadamente los tiempos disponibles para las acciones humanas con las directrices marcadas por el CSN. Estas directrices consistían básicamente en que para

cada acción humana se debería explicar el fenómeno físico que marque tanto el inicio como el final de dicha acción, así como el método utilizado para el cálculo del tiempo (cálculo con código, juicio de ingeniería...).

- Se debía considerar un tiempo de ejecución corto (del orden de un minuto) para la acción humana de apoyo al arranque del generador diesel en el escenario de pérdida del TAU, el cual debía ser descontado de los tiempos disponibles para el cálculo de las acciones humanas que aparecen en el mismo cabecero. También se requirió que se comprobase si este era un escenario incluido en los programas de reentrenamiento de los operadores, y si fuera así y la fidelidad de la simulación fuera adecuada, se debería utilizar esta situación para estimar con más precisión el tiempo que se invertiría en ejecutar esta acción de apoyo.
- En el informe se debía documentar de manera inequívoca para cada acción humana de tipo 3 los datos de: el procedimiento correspondiente, la revisión del procedimiento utilizada y el paso o pasos del procedimiento que requieren la realización de la acción.
- Se debían analizar las posibles dependencias en los conjuntos mínimos de fallo de la
  ecuación final de daño al núcleo en los que aparezcan sucesos básicos debidos a errores
  humanos tipo 1 por errónea calibración de instrumentos o por fallo de los mismos, y
  errores humanos tipo 3. Este estudio se debería añadir al análisis de dependencias del
  informe de fiabilidad humana.
- Se solicitó la incorporación a los modelos del APS de aquella instrumentación única que no intervenga en la lógica automática de actuación de un sistema, pero de la cual depende alguna acción del turno de operación. Igualmente se debería añadir aquella instrumentación de la que dependan simultáneamente, de forma única, la lógica de actuación automática y una acción del turno de operación.

En la revisión 2 del Informe Final del nivel 1 se ha rehecho todo el cálculo de tiempos disponibles para realizar las acciones del operador, usando los códigos MAAP y RELAP, y siguiendo las directrices dadas por el CSN.

En general, el grado de detalle de este análisis para el APS de Vandellós II, ha sido bueno realizándose estudios para un gran número de acciones humanas y con un nivel de detalle en su evaluación importante, de tal modo que, tras la incorporación de comentarios y modificaciones, el grado de confianza en el estudio realizado es grande, considerando.

## III.9. Análisis de dependencias y fallos de causa común

El objetivo de esta tarea de APS es considerar aquellos sucesos que puedan ser causa común de fallos de componentes redundantes, estas causas han de ser adicionales a las ya modeladas en el APS de forma explícita, es decir, son consideradas causas comunes "residuales", bien por no ser posible su tratamiento probabilista, o bien por ser en principio desconocidas, como por ejemplo errores de diseño de componentes, malas prácticas de mantenimiento de equipos, cuestiones ambientales, etc.

Normalmente este tipo de errores se consideran entre equipos redundantes. Dado el nivel de detalle en el que se realizan los APS, otras dependencias como son refrigeración y ventilación de salas, sistemas soporte (eléctricos, aire, etc.), incendios, inundaciones, etc. han sido tratadas explícitamente en los modelos de sistemas o mediante un análisis adicional como es el caso de los incendios e inundaciones. Sin embargo, las bases de datos genéricas tradicionalmente utilizadas para este tipo de análisis incluyen muchas de las dependencias analizadas por separado en el APS de Vandellós II, como los fallos de causa común, siendo esta es una de las primeras dificultades con las que se encuentran los analistas a la hora de modelar este tipo de fallos.

Para esta tarea, la evaluación del documento se recoge en el informe de la referencia 57. La reunión se mantuvo el 13 de julio de 1998 (Ref. 58). Como resumen de la evaluación realizada se pueden destacar los siguientes resultados:

- Se discutió la metodología empleada por la central Vandellós II, y se recomendó por parte del CSN la utilización del método de las múltiples letras griegas (MGL) para aquellos grupos de fallos de causa común con más de 4 componentes.
- Se realizan diferentes modificaciones en el cálculo de diversos sucesos y se incluyen otros fallos no considerados inicialmente.

En la revisión 2 del Informe Final del APS de Vandellós II, con la inclusión y consideración de los puntos pendientes solicitados por el CSN, se puede considerar que la tarea está completa, y con un nivel de detalle adecuado.

# III.10. Cuantificación y análisis de resultados

En la parte de cuantificación correspondiente a esta tarea se llevan a cabo los trabajos, básicamente informáticos, necesarios para obtener las ecuaciones "booleanas" de las secuencias de accidente identificadas en el APS así como la cuantificación de dichas secuencias a partir de las pro-

babilidades de los sucesos básicos incluidas en las mismas. Las ecuaciones "booleanas" obtenidas son sumas de productos de sucesos básicos, de tal forma que cada uno de los productos son una combinación de fallos que, de producirse, daría lugar al deterioro del núcleo (Conjunto Mínimo de Fallo o CCF), para esa secuencia determinada.

Los códigos a utilizar para esta tarea han de ser capaces de manejar grandes árboles de fallos que dan lugar a ecuaciones "booleanas" complejas, por lo que se consumen gran cantidad de recursos de ordenador. En el caso de Vandellós II la herramienta utilizada en el proceso está constituida por el código Risk Spectrum.

La evaluación realizada de esta tarea fue directamente la de la revisión 2 del Informe Final, según consta en el informe de evaluación de la referencia 59. En este informe se recoge el proceso de adaptación, puesta a punto y comprobación de los ficheros recibidos con la cuantificación realizada por la central Vandellós II, con el objetivo de disponer de una versión útil de los modelos informáticos del APS para su uso por parte del personal técnico del CSN. De este proceso de adaptación y comprobación se descubrió un error en la cuantificación de las secuencias de pérdida de energía eléctrica exterior que desembocaban en un LOCA pequeño. El error consiste en que para estas transferencias, el modelo desarrollado por la central aplica todas las reglas de post-proceso, cuando el propio documento de cuantificación recoge que sobre estas secuencias no se debe aplicar ninguna regla.

De esta evaluación de la cuantificación realizada por el CSN, hay que hacer notar que se obtiene valores medios de la frecuencia de daño al núcleo (FDN) ligeramente superiores a los que obtiene Vandellós II (FDN = 4.53 E-5/año por parte del CSN y FDN = 3.65 E-5/año por parte de Vandellós II). Esta diferencia se debe al error detectado por el CSN explicado anteriormente, si bien ambos se pueden considerar adecuados, ya que dicho valor no condiciona las conclusiones.

En cuanto al análisis de resultados del análisis de sucesos internos, Vandellós II ha realizado un análisis de importancias, un análisis de incertidumbres para obtener una distribución de la ecuación de daño al núcleo y análisis de sensibilidad.

El objeto del análisis de importancia es la identificación de los sucesos básicos y de los conjuntos mínimos de fallo que contribuyen significativamente a la frecuencia final de daño al núcleo. Este análisis se ha realizado también con el código Risk Spectrum y se han calculado las siguientes medidas de importancia:

 Medida de Fussell-Vesely. Conceptualmente representa el tanto por uno de contribución de un suceso a la probabilidad de la ecuación de daño al núcleo. Su rango de valores está comprendido entre 0 y 1.

- Medida de Incremento del Riesgo. Esta medida proporciona un factor relativo del incremento del riesgo que se produce al considerar como cierta la aparición de un suceso determinado de la ecuación de daño al núcleo.
- Medida de Reducción del Riesgo. Esta medida proporciona un factor relativo de la reducción del riesgo que se produce al considerar como cierta la no aparición de un suceso determinado de la ecuación de daño al núcleo.

Puesto que cada uno de los sucesos básicos que entran en la ecuación de daño al núcleo constituye una variable aleatoria con su función de densidad y de distribución, el propio resultado de dicha ecuación, la frecuencia de daño al núcleo, es también una variable aleatoria. El objeto del análisis de incertidumbre es calcular la función de densidad y la función de distribución de la frecuencia de daño al núcleo, que constituye la incertidumbre asociado a este valor puntual. El cálculo de estas funciones de densidad y distribución se efectúa directamente con el programa Risk Spectrum.

En cuanto a los análisis de sensibilidad, Vandellós II ha realizado uno sobre el impacto que tiene en los resultados de la frecuencia de daño al núcleo la corrección de datos genéricos de componentes cuyo modelo de indisponibilidad es en demanda con el modelo propuesto por el CSN, en comparación con el modelo utilizado por Vandellós II. Este análisis dio como resultado un valor de la frecuencia de daño al núcleo de 4.6 E-05/año que representa un valor 1.259 (26%) sobre la frecuencia del caso base.

### III.11. Análisis de Incendios

En líneas generales, el análisis de incendios se realiza en dos etapas, en una primera etapa se realiza un análisis selectivo utilizando criterios cuantitativos, y consiste en seleccionar zonas de la central donde el riesgo de fusión del núcleo debido a incendios es mayor. Para este análisis se descompone la central en zonas y, mediante el uso de frecuencias de incendios genéricas y suponiendo destrucción total de equipos en la zona, así como propagación instantánea a zonas colindantes y fallos aleatorios, se detectan aquellas zonas de máxima importancia con respecto a los incendios, de cara a la posibilidad de que se produzca daño al núcleo por un incendio en la zona, desechando para el análisis posterior zonas que impliquen frecuencia de daño al núcleo poco significativas. El trabajo a realizar en esta fase es de gran laboriosidad ya que hay que determinar los equipos existentes en cada una de las zonas, y es especialmente minucioso para el caso de cables.

Las zonas seleccionadas en el proceso descrito anteriormente se analizan en la siguiente etapa mediante un análisis detallado, teniendo en cuenta los posibles orígenes y posiciones del incendio dentro de la zona, el proceso de su propagación hasta otras zonas, y alcances a equipos allí contenidos, además se tienen en cuenta y se analizan los medios de detección y extinción de incendios en la zona considerados de una forma mucho más genérica en la primera fase del análisis. De esta segunda etapa del análisis se obtienen valores de frecuencia de fusión del núcleo para cada zona por incendios que se puedan declarar dentro de ellas.

La evaluación de esta tarea por parte del CSN fue iniciada con posterioridad a la entrega de la revisión 0 del Informe Final. En el correspondiente informe de evaluación (Ref. 60) se recogía una agenda de reunión a tratar con el proyecto. Esta agenda fue discutida en la reunión mantenida el día 22 de octubre de 1997 (Ref. 61). En esta reunión los representantes del CSN no dieron por aceptable la metodología FIVE utilizada por Vandellós II para realizar esta tarea debido, fundamentalmente, a que con esta metodología no se puede obtener la frecuencia de fusión de núcleo para cada zona debido a un incendio.

Debido a esto se iniciaron dos caminos paralelos de evaluación. Por un lado se siguió con la evaluación de aquellas partes de la tarea que son tratadas análogamente en la metodología FIVE y en la metodología clásica probabilísta. Por otro lado, la DT del CSN solicitó a Vandellós II que hiciera un estudio clásico probabilísta de tres zonas de fuego, seleccionadas por el CSN, para poder comparar los resultados obtenidos con ambas metodologías.

Para terminar la evaluación de los aspectos comunes de ambas metodologías, se mantuvo una nueva reunión el 19 de mayo de 1998 (Ref. 61). De las conclusiones de esta reunión se pueden señalar, entre otros, los siguientes puntos:

- Se han solicitado modificaciones documentales de datos, inclusión de justificaciones para los informes de tarea, mejoras de la descripción del proceso de recopilación de información etc., ya que esta tarea estaba bastante escasa de documentación y justificaciones.
- Se pidió una revisión detallada de la base de datos de incendios, identificando sucesos adicionales sobre combustibles transitorios, considerando otros casos aplicables y asimilando equipos no incluidos en ellas a otros similares, corrigiendo horas, incluyendo la instrumentación de la que dependen las acciones humanas, etc.
- La información que se presentaba en el documento de recopilación de información no permitía determinar ni los equipos directamente afectados, pues no se habían ubicado éstos en recintos, ni los afectados a través de los cables, pues no se presenta la relación canalización-recinto, es más, ni siquiera se describía que se hubiese efectuado esta recopilación. Las dificultades para establecer una sistemática a este respecto son consecuencia de no haber ubicado los equipos sino sólo los cables.

• Para algunas áreas de fuego debía justificarse que el iniciador de internos seleccionado era válido para representar el escenario de incendio.

En lo que respecta al análisis de las tres zonas de fuego, éste fue enviado por la central en junio de 1999, y evaluado por los técnicos del CSN según consta en el informe de la referencia 62. De este informe de evaluación se deducía que los resultados cambiaban significativamente cuando se cambiaba de metodología de realización. Este hecho, por si mismo, debería llevar a considerar una revisión completa del APS de incendios. Sin embargo hubo tres consideraciones tenidas en cuenta por la Subdirección General de Tecnología Nuclear, para no aprobar esa actuación:

- Vandellós II es una de las centrales españolas con un mejor nivel de protección contra incendios dado que los aspectos de separación y protección han sido considerados en etapas tempranas de diseño y construcción. No es probable la existencia de problemas significativos que un APS de incendios más preciso pudiese descubrir, y si hubiera problemas de menor entidad pueden identificarse en actualizaciones posteriores del APS.
- Un APS de incendios poco adecuado puede limitar significativamente algunas aplicaciones de los APS, pero la decisión de hacer aplicaciones corresponde al titular de la instalación. Si el titular hace propuestas de aplicaciones del APS tendrá que valorar en que medida todo el APS, incluyendo el de incendios, es adecuado para la aplicación en cuestión, y si es precisa su modificación total o parcial.
- Las metodologías de realización de los APS de incendios presentan notables incertidumbres y su coste de realización es muy elevado.

En base a lo anterior, la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear del CSN concluyó que no era preciso que se tuviera que rehacer el análisis del APS de incendios con la metodología clásica probabilísta. No obstante, si Vandellós II quisiera realizar aplicaciones del APS relativas a temas de incendios, deberá justificar la idoneidad de su APS.

Además previamente a la actualización o modificación del APS de incendios, Vandellós II deberá elaborar una propuesta de metodología para la realización del mismo, justificando que permitirá identificar posibles vulnerabilidades del diseño de la central.

#### III.12. Análisis de Inundaciones Internas

En lo que se refiere al análisis de Inundaciones Internas, la evaluación de la tarea fue realizada por el CSN según consta en el informe de evaluación recogido en la referencia 63. En di-

cho informe se recogía una agenda de reunión a tratar con Vandellós II. Por otro lado, y de forma previa a la reunión a celebrar con los representantes del proyecto, personal del CSN especialista en análisis de inundaciones, realizaron una inspección para verificar el cálculo soporte de la evolución de los niveles de inundación que soportaba este análisis de inundaciones internas. Posteriormente los días 4 y 5 de diciembre de 1997, 19, 20 y 21 de enero y 18 y 19 de febrero de 1998 se mantuvo la reunión con el proyecto para abordar la agenda previa (Ref. 64).

A continuación se recogen los aspectos más destacables de la evaluación realizada por el CSN.

- La calidad documental del informe no era buena, por lo que surgieron una gran cantidad de pendientes relativos a mejoras documentales y a hipótesis realizadas, para garantizar la compresión, calidad y traceabilidad de la próxima revisión de esta tarea.
- Se debe revisar el cálculo de evolución de los niveles de inundación utilizando las hipótesis y expresiones apropiadas, efectuando la verificación y documentación precisa del programa.
- Se debía mejorar las explicaciones sobre la propagación de la inundación a través de puertas y su probabilidad, así como justificar por qué no es preciso determinar la resistencia de las puertas al empuje del agua en el sentido contrario al de apertura y determinar la existencia de escenarios en que las puertas se consideren como una barrera que impida o retrase la propagación de la inundación
- Se debe explicar el proceso y criterios para postular obstrucciones de la red de drenajes, así como comprobar la periodicidad y alcance del procedimiento de limpieza de drenajes e incluir las referencias adecuadas, indicando, además, los tramos afectados por el procedimiento de limpieza y las consideraciones respecto al resto.
- Se debían analizar los registros de planta para determinar si es posible estimar un valor específico de la probabilidad de fallo de los sellados o de que no estén colocados.
- Se debe determinar las alturas de daño de los equipos más significativos, indicando los criterios aplicados para su determinación.

La revisión de esta tarea no está incluida en la revisión 2 del APS de Vandellós II.

# III.13. Identificación de Puntos Pendientes

Una vez finalizada la evaluación de la revisión 0 del Informe Final del APS de Vandellós II, se comprobó que el volumen de modificaciones y cambios en los distintos modelos e informes acor-

dados o requeridos era muy grande, por lo que convenía recogerlos en un único documento, aunque todos ellos figurasen en las notas de reunión correspondientes a cada una de las tareas señaladas en los apartados anteriores. Por tanto, el CSN decidió recoger en un informe todos aquellos puntos abiertos o pendientes para que fuera más fácil posteriormente el seguimiento de su incorporación en el proyecto. Este informe está recogido en la referencia 5.

El informe señalado anteriormente es, por tanto, una recopilación de un trabajo minucioso de evaluación realizada por los distintos miembros del Área APFU del CSN a lo largo de unos seis años de dedicación a tiempo parcial. Dicha evaluación ha conducido a nueva revisión del APS donde se han recogido las modificaciones solicitadas por el CSN, además de las modificaciones de diseño, procedimentales, etc..., que se habían producido en el intervalo de tiempo transcurrido entre ambas revisiones.

Con esta nueva revisión se puede considerar que el APS de nivel 1 de la central Vandellós II cumple con los requisitos de la DT del CSN establecidos en la carta dirigida a la Asociación Nuclear Vandellós en octubre de 1990.

# III.14. Identificación de temas que podrían estudiarse en mayor detalle

Tras la realización de un análisis detallado de seguridad de una central, como es el caso del APS de Vandellós II, surgen aspectos para los cuales los resultados son especialmente sensibles, por lo que su potencial impacto en la seguridad parece importante. Esta importancia puede venir marcada por varias razones, entre otras por ser un aspecto significativo para el riesgo en la planta, por un tratamiento incorrecto, por un conocimiento no consolidado, o bien porque sea un aspecto generalizable a otras plantas. En este sentido el APS representa una fuente de identificación de temas significativos para los que aparezcan aspectos mejorables tanto en conocimiento, como en diseño o en los procedimientos de operación.

No se trata de identificar temas nuevos que puedan ser importantes para la seguridad, aunque algunos puedan en efecto presentar aspectos novedosos, sino de ratificar la potencial importancia de aspectos detectados durante la evaluación de este APS que, en muchos casos, coincide con la importancia ya concedida previamente por la NRC al identificarlos como temas genéricos, siguiendo, muy posiblemente, un proceso parecido de identificación, es decir, la realización de análisis detallados pero, a la vez, manteniendo una visión global de la seguridad, como son los APS. En algunos de estos puntos ya se venían realizando, o se han realizado desde entonces, actividades en las centrales o en el CSN. No obstante, se mantienen en el presente informe, dado su carácter recopilatorio. Por último, aparecen también recogidos ciertos puntos en

el que el tratamiento que finalmente se les ha dado dentro del APS no está en todo de acuerdo con lo que el CSN requería en su evaluación, y que en posteriores revisiones de dicho informe se deberían de abordar.

Lógicamente, estos temas son abordables desde, al menos, dos puntos de vista que, en modo alguno, son incompatibles sino mas bien deberían ser complementarios. El primero es la profundización en el conocimiento de los fenómenos inciertos sobre los que no hay una base científica bien asentada. Para su resolución se requiere, como se podrá deducir de los ejemplos, el concurso de especialistas en prácticamente todos los campos asociados a la tecnología nuclear (a tecnologías de sistemas complejos en general): ingeniería eléctrica, ingeniería mecánica y estructural, ingeniería de sistemas, cualificación ambiental, simulación termohidráulica, ciencias del comportamiento humano, etc. El segundo punto de vista, situado más aún en el ámbito de las propias decisiones relativas a la Seguridad Nuclear, es el de la adopción de medidas encaminadas a proteger a las centrales de las incertidumbres sobre aspectos que pudieran ser potenciales fuentes de riesgo, protección mediante modificaciones de diseño, cambios en procedimientos, etc., que, en definitiva, serán necesarios en tanto en cuanto el conocimiento sobre esos aspectos no sea suficiente.

En el informe interno del Área de APS y Factores Humanos del CSN "Informe Resumen de la Evaluación de la revisión 2 del Análisis Probabilista de Seguridad nivel 1 de Vandellós II" (Ref. 65), se resume la evaluación efectuada del APS, y en su apartado 5, se encuentra una descripción más detallada de algunos de los puntos identificados en este APS. A continuación se reseñan los mismos esquemáticamente, en forma de tabla.

| Tema  | Generico          | Importancia | Breve resumen   |  |
|---|-------------------|-------------|---|--|
| Cambio del Sistema de Inyección<br>de Seguridad a fase de Recirculación                                       | SI<br>(PWR)       | Variable    | Conveniencia de realizar estudios monográficos, en detalle, del grado de automatización adecuado para el cambio de fase de Inyección de Seguridad a la de Recirculación.  |  |
| Cambio del tanque de aspiración<br>de las Bombas de Carga tras LOCAs.   | SI<br>(PWR)       | Variable    | Una mejora en la lógica de control del realineamiento de la<br>succión de las Bombas de Carga mejoraría la fiabilidad del<br>Sistema de Inyección de Seguridad de Alta Presión.   |  |
| Fallo de los sellos de las Bombas<br>de Refrigeración del Reactor   | SI<br>(PWR)       | Variable    | Independizando el sistema de inyección e los sellos de las BRRs del Sistema de Inyección de Seguridad se mitiga la importancia de este tema. Algunos PWR han implantado ya mejoras.   |  |
| Pérdida de la refrigeración de las<br>Bombas de Carga   | SI<br>(PWR)       | MEDIA       | Relacionado con el tema anterior, la pérdida de los sistemas soporte que sirven de sumidero intermedio o último de calor a la Bombas de Carga es un tema hace tiempo conocido e importante El mejor conocimiento de las condiciones de refrigeración inadecuada que pueden soportar permitiría asignar unas condiciones de riesgo más precisas.                                 |  |
| Líneas de Mínimo Caudal de las<br>Bombas de IS a Baja Presión   | SI<br>(PWR)       | BAJA        | En PWRs, se necesita un análisis mecánico del tiempo factible de operación de las bombas del RHR con recirculación de mínimo caudal, para ajustar los POEs y los modelos del APS  |  |
| Escenario de Pérdida Total de<br>Corriente Alterna  | SI                | ALTA        | La importancia está relacionada con la de los temas de fallo de lo<br>sellos de las Bombas de Refrigeración del Reactor y de ventilación<br>de salas y equipos  |  |
| Recuperación de la Energía<br>Eléctrica Exterior  | SI<br>(en España) | ALTA        | La probabilidad, en función del tiempo, de recuperar la energía eléctrica externa es importante para situar más precisamente la importancia del escenario de Pérdida Total de Corriente Alterna. Asociado a estudios de fiabilidad de la red eléctrica  |  |
| Estudios de ventilación de salas  | SI                | Variable    | La consideración de la ventilación complica los modelos de los APS y puede ser conservadora, en algún caso, u optimista su exclusión de los modelos, en otros casos. Se necesitan estudios específicos con objetivos similares a los de este APS.   |  |
| Estudios termohidraúlicos   | SI                | ALTA        | La precisión de los APS españoles ha ido mejorando progresivamente a medida que se ha ido disponiendo de las herramientas de simulación adecuadas para estimar, específicamente para cada planta, los criterios de éxito de los sistemas de mitigación, la evolución de las secuencias o los tiempos disponibles para las acciones humanas. Este APS fue pionero en esta línea. |  |
| Formación y Entrenamiento<br>de Operadores  | SI                | ALTA        | El reentrenamiento de los operadores debería incluir la simulación<br>de secuencias de accidente identificadas como importantes por los<br>APS  |  |
| Dependencias entre el control del<br>Sistema de Agua de Alimentación<br>Auxiliar y el <i>Feed &amp; Bleed</i> | SI<br>(PWR)       | MEDIA       | Dependencia derivada de que la instrumentación empleada para decidir sobre el fallo de un sistema (AAA) coincide con la empleada para iniciar el sistema "redundante" (F&B).  |  |
| Sobrellenado GVs por fallos en el<br>Control del Agua de Alimentación   | SI<br>(PWR)       | MEDIA       | La acción de control de caudal del AAA aparece como el suceso más importante en las medidas de importancia de reducción del riesgo. Merecería la pena su seguimiento en la evaluación de POEs en algunas situaciones.   |  |

## (Continuación)

| Tema  | Generico | Importancia | Breve resumen   |  |
|---|----------|-------------|---|--|
| Pruebas Funcionales   | SI       | ALTA        | Hay una fuente de incertidumbre general en los APS sobre si las pruebas funcionales se realizan en condiciones similares a las de los accidentes en que serían demandados los sistemas y componentes  |  |
| Diseño del Sistema de Protección<br>Contra Incendios                        | SI       | ALTA        | El APS concreto de C.N. Ascó está aportando luz sobre una más<br>eficaz aplicación de la normativa de diseño del sistema de PCI.<br>Una estrecha colaboración entre las disciplinas probabilista y<br>determinista en este campo resulta fundamental.   |  |
| Instrucciones de Operación ante<br>Sucesos Externos                         | SI       | ALTA        | Es importante que los operadores reciban formación y tengan algún tipo de orientación sobre la operación en caso de incendios en las diversas zonas de la central (daños, previsión de evolución, etc.)   |  |
| Posición de Puertas y Barreras<br>contra propagación Sucesos Externos       | SI       | Variable    | El APS de incendios e inundaciones internas de cada central<br>ayuda a identificar barreras y puertas cuya posición pudiera ser<br>conveniente o necesario controlar más eficazmente.   |  |
| Efectos del Suceso Externo sobre<br>las acciones del Turno de Operación     | ; SI     | ALTA        | La influencia que la pérdida de equipos generada por el incendio va a tener sobre las actuaciones del personal de la Sala de Control (p.e. pérdida de instrumentación) y la influencia directa de los efectos del incendio sobre ese Turno (p.e. humos), son temas que deberían analizarse sistemáticamente para valorar su contribución al riesgo. |  |
| Efectos del Incendio sobre las<br>acciones de la Brigada<br>Contra Incendio | SI       | Variable    | El análisis pormenorizado de estos aspectos importantes con influencia en el riesgo, que hasta ahora no han sido asumidos, serviría para reducir la incertidumbre asociada a los sucesos externos y, en su caso, para tomar decisiones sobre medidas reducción del riesgo.  |  |

|   |  | • |
|---|--|---|
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  | • |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
| • |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |
|   |  |   |

# IV. APS de nivel 2 de la central nuclear Vandellós II



### IV. APS de nivel 2 de la central nuclear Vandellós II

### IV.1. Introducción

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

Si bien, a pesar de que la probabilidad de ocurrencia de los accidentes severos es pequeña, la NRC requiere en 1988 a todas las plantas de EE.UU. 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 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, que son analizados mediante códigos integrados de accidente severo y sus probabilidades incluidas en el árbol de sucesos, que posteriormente es cuantificado a fin de conocer las diferentes probabilidades y modos de fallo de la contención.

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

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

Otro de los aspectos de interés en los estudios de APS de nivel 2 es el tratamiento de las incertidumbres asociadas a los fenómenos de los accidentes severos. Los amplios programas de investigación han conseguido cerrar temas de accidentes severos resolviendo en gran parte el desconocimiento que existía sobre los mismos. La mayor parte de los temas se han resuelto caracterizando las incertidumbres existentes basándose en programas experimentales; si bien, parte de los temas siguen siendo inciertos, el conocimiento de las incertidumbres sobre los mismos, 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 "Accident Progression Event Tree" (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.

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.

#### IV.2. El IPE/APS de nivel 2 de la central nuclear Vandellós II

Dentro del marco del Programa Integrado de Realización de APS, el CSN requirió a ANV la realización de un Análisis Probabilista de Seguridad con el alcance del nivel 1, nivel 2, sucesos externos y otros modos de operación, incrementando el alcance de los APS previamente requeridos (Ref. 2).

Como respuesta a esta petición ANV presentó el Plan de Proyecto que fue aprobado por la DT del CSN (Ref. 7). Dentro de este Plan de Proyecto se contemplaban las líneas a seguir en lo relativo al nivel 2, siempre dentro de lo transmitido a ANV en la carta de petición del APS.

ANV remitió al CSN los primeros informes de nivel 2 (Refs. 66 y 67), así como los datos de entrada del código MAAP (Ref. 68) que iba a emplearse en los análisis del comportamiento de los accidentes severos, y en algunos criterios de éxito del nivel 1.

La evaluación de los datos de entrada del código MAAP, se realizó mediante una auditoría en la que participaron técnicos del CSN relacionados con APS y termohidráulica. En el Acta de dicha auditoria (Ref. 69) aparecen las conclusiones de la misma y la relación de aspectos pendientes de los análisis en ese momento en fase de realización.

El Informe Final del IPE/APS nivel 2 (Ref. 70) fue remitido al CSN en marzo de 1996. Este incluye los siguientes informes:

- IT-3001 Familiarización con planta de nivel 2 (Rev. 1).
- IT-3501 Análisis para determinar la presión de fallo del edificio de contención de Vandellós II (Rev. 1).
- IT-3401 Definición de Estados de Daño de la Planta. Análisis de progresión de accidente y selección de la secuencia representativa. (Rev.0).
- IT-3601 Caracterización de término fuente y análisis de sensibilidad (Rev.0).

Por otra parte los representantes del Proyecto siendo conscientes de las limitaciones del código MAAP en el tratamiento y análisis de algunos fenómenos de accidente severo, tales como el Calentamiento Directo de la Contención ("Direct Containment Heating", DCH), y observando la respuesta del código frente a diferentes parámetros directamente relacionados con el DCH, decidió llevar a cabo, junto con la central nuclear de Ascó la realización de un experimento escalado que representara las características específicas de estas plantas (Ref. 71). Este experimento debía de dar respuesta a la capacidad de la contención frente al Calentamiento Directo de la Contención, y al posible impacto que el núcleo fundido liberado a presiones elevadas pudiera tener en el "liner" de la contención.

### IV.2.1. Metodología empleada en el IPE

### IV.2.1.1. Objetivos

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

- Desarrollar el conocimiento de los accidentes severos en la planta.
- Entender cuales son las secuencias accidentales que con mayor probabilidad podrían llegar a ocurrir en la planta.
- Obtener una apreciación cuantitativa de la probabilidad de daño al núcleo y liberación de productos de fisión.

• Si resulta necesario, reducir la probabilidad global de daño al núcleo y de liberación de productos de fisión, mediante modificaciones a sistemas o procedimientos, que pudieran ayudar a prevenir o mitigar los accidentes severos.

### IV.2.1.2. Interfase APS nivel 1 / Análisis de la Contención y estados de daño de la planta

A fin de considerar los sistemas y acciones humanas que son capaces de alterar las cargas debidas al accidente severo, la central Vandellós II ha desarrollado el árbol de sistemas de la contención, con los siguientes cabeceros:

- Aislamiento de contención (E1), para todas las penetraciones.
- Aislamiento de contención (E2), para las penetraciones mayores de 8 pulgadas.
- Unidades de refrigeración de contención.
- Sistema de rociado en fase de inyección.
- · Inyección a la cavidad del reactor tras el fallo de la vasija.
- Sistema de rociado en fase recirculación.
- Recirculación del sistema de baja presión tras el fallo de vasija.
- Despresurización del RCS en aplicación del POE FR-C.1.

Este árbol de sistemas se ha aplicado a cada una de las secuencias de nivel 1 que han superado el nivel de truncación.

Posteriormente, y dentro de la tarea de Interfase Nivel 1/Nivel 2 se agrupan las secuencias de nivel 1 que conducen al daño del núcleo en estados de daño de la planta, basándose en el estado de los sistemas de la contención, en lo que es previsible que ocurra en cuanto al tiempo de daño al núcleo y fallo de la vasija, así como presión del primario en el momento de fallo de la vasija.

Los criterios empleados para esta agrupación han sido:

- Tiempo de daño al núcleo.
- Presión en el sistema de refrigeración del reactor en el momento de fallo a la vasija.

- Estado de los sistemas de la contención (unidades de refrigeración de contención y sistema de rociado de contención en inyección y recirculación).
- Aislamiento de contención.
- · Inyección / recirculación tras la rotura de vasija.

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

A lo largo del proceso de evaluación, se realizaron una serie de comentarios, que se resolvieron a través de dos reuniones (Ref.72) mantenidas con el Proyecto. Parte de estos comentarios (Ref. 73) se referían a la interfase entre el nivel 1 y el nivel 2 y tenían por objeto recoger adecuadamente toda la información procedente del nivel 1, y que va a tener impacto en los análisis del Nivel 2; es muy importante que la interfase recoja adecuadamente todos los aspectos del nivel 1 que pueden influir en la progresión del accidente severo. Otros comentarios se han realizado a través de "agenda" resolviéndose mediante comunicaciones por correo electrónico.

En estas reuniones se revisaron las características de las secuencias de nivel 1 que conducen al daño del núcleo y que eran objeto de estudio en el nivel 2, para proceder posteriormente a su clasificación en estados de daño de la planta. De esta forma en la evaluación independiente, se parte de la misma información del nivel 1 que la empleada en el estudio IPE/APS de ANV.

### IV.2.1.3. Análisis de la respuesta 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 progresión del accidente.

La metodología empleada por la central Vandellós II en el análisis de la progresión del accidente se resume en las siguientes etapas:

- Descripción de la secuencia en lo que respecta a cabeceros en éxito y fallo, tanto de sistemas de nivel 1 como de los árboles de sistemas de contención.
- Preparación de un fichero de entrada para el programa MAAP, que reproduzca las acciones y estado de sistemas contemplados en la secuencia.

- Ejecución del caso elegido, con un tiempo suficiente para que garantice un periodo de tiempo tras la rotura de la vasija y durante el cual tiene lugar los fenómenos más importantes en el edificio de contención.
- Documentación de los análisis realizados con las figuras de mérito más importantes.

# IV.2.1.4. Categorías de liberación

Se caracteriza cada uno de los EDP definiendo una serie de categorías de liberación. La correspondencia entre los estados de daño de la planta y las categorías de liberación se lleva a cabo mediante la realización de cálculos con MAAP de la secuencia representativa de cada EDP. Estos análisis son considerados como "best estimate". La frecuencia que se asigna a cada categoría de liberación es la suma de las frecuencias de los EDP cuya liberación de productos de fisión corresponde a dicha categoría. Los fenómenos de accidente severo considerados inciertos se tratan mediante análisis de sensibilidad.

La metodología empleada no desarrolla arboles de sucesos de la contención.

Las categorías de liberación se definen considerando los siguientes aspectos:

- Tiempo de fallo de contención
- Modo de fallo de contención
- Fracción de productos de fisión liberada.

Los tiempos de fallo de la contención considerados son: fallo preexistente, fallo temprano y fallo tardío.

Los modos de fallo tenidos en cuenta son: fallo por sobrepresion, fallo por baipás (fallo de aislamiento, interfase y rotura de tubos), y fallo por fusión de la losa de hormigón.

Y en cuanto a las fracciones liberadas se han tenido en cuenta cuatro rangos: <0.1% de productos de fisión volátiles, entre 0.1% y 1%, entre 1% y 10% y fracciones superiores al 10%.

De esta manera se han definido 5 categorías de liberación correspondientes a:

• A (contención inicialmente aislada, solo fuga normal. El edificio de la contención mantiene su integridad en 48 horas y permanece intacto a largo plazo)

- B (contención inicialmente asilada, solo fuga normal. El edificio de contención pierde su integridad antes de 48 horas y fallará a largo plazo)
- C (contención fallada por fallo del aislamiento o fuga preexistente, rotura de tubos, LOCA de interfase)
- D (contención inicialmente aislada, solo fuga normal. El edificio de contención pierde su integridad por sobrepresion antes de 48 horas y a largo plazo tras el fallo de la vasija)
- E (contención inicialmente aislada, solo fuga normal. El edificio de contención pierde su integridad por sobrepresion antes de 48 horas y a corto plazo tras el fallo de la vasija).

Los análisis realizados están complementados por una serie de informes de evaluación de los fenómenos de accidente severos más importantes, que hacen referencia a las explosiones de vapor, las fuerzas de reacción de la vasija, la transición de deflagración a detonación por parte del hidrogeno y al calentamiento directo de la contención. En el caso del calentamiento directo de la contención se llevo a cabo un experimento a escala con la geometría especifica de la central Vandellós II.

#### IV.2.1.5. Análisis de sensibilidad

Los análisis de sensibilidad se han realizado sobre los fenómenos que pueden tener mayor impacto en los resultados, entre ellos: el comportamiento de sistemas de extracción de calor de la contención, la producción y combustión del hidrogeno en la contención, la relocalización del núcleo dentro de la vasija, la interacción combustible- refrigerante en la vasija, el modo de fallo de la vasija, el fallo inducido del sistema de refrigeración del reactor, el calentamiento directo de la contención, la refrigerabilidad o no del núcleo fundido fuera de la vasija, el fallo temprano de la contención debido a cargas de presión, y el fallo del liner.

# IV.2.2. Metodología empleada en la evaluación independiente

# IV.2.2.1. Objetivos y alcance

El objetivo de la revisión y evaluación independiente del Análisis Probabilísta 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.

### IV.2.2.1.1. 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.

## IV.2.2.2. Evaluación preliminar

### V.2.2.2.1. 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.

# IV.2.2.2.2. 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 especificas del diseño de la planta.

### IV.2.2.2.3. Revisión de los análisis

### IV.2.2.2.3.1. 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 especificas 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.

# IV.2.2.2.3.2. 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 especificas 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 (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 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 ha sido analizada la variabilidad de los resultados de los accidentes severos mediante análisis o estudios de sensibilidad o de incertidumbre.
- 12. Revisión de los modos de fallo de la contención seleccionados y de los grupos de liberación de productos de fisión.

- 13. Revisión de las probabilidades condicionadas de fallo de la contención asociadas a los modos de fallo de la contención/liberaciones, para cada estado de daño de la planta (es decir, la llamada matriz de la contención).
- 14. Identificación de los modos de fallo de la contención más dominantes (en términos de probabilidad condicionada), especialmente los relativos al aislamiento de la contención, derivación de la contención y fallo temprano de la contención por sobrepresión o sobretemperatura.
- 15. Comparación de los resultados con los de otros IPE/APS, a fin de establecer una aceptabilidad cualitativa de los resultados finales.
- 16. Preparación de cuestiones al titular de la planta (agenda) basadas en la revisión preliminar.

# IV.2.2.2.3.3. 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 baipás), y a través de la contención hasta el exterior. Aquí se incluye la descontaminación debida a los sistemas de salvaguardias (p.e.: 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.

- 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.

#### IV.2.2.3. 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.

### IV.2.2.3.1. 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.

### IV.2.2.3.2. 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:

- 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 (p.e.: 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 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 accidente severo. Se identifican y discuten las inconsistencias en el proceso del estudio realizado por el titular incluyendo, si fuese necesario la no identificación por el titular del comportamiento del accidente severo, que pueda tener implicaciones significativas.

### IV.2.2.3.3. 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, el cual 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.

## IV.3. Evaluación independiente del IPE/APS de la central Vandellós II

#### IV.3.1. Introducción

El nivel 2 del APS de Vandellós II (IPE) fue remitido al CSN en 1996. Este estudio se enmarca dentro de los análisis de APS contemplados en el Programa Integrado de Realización y Aplicaciones de los APS en España.

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

A lo largo del proceso de evaluación, se emiten comentarios que se resolvieron a través de dos reuniones mantenidas con el Proyecto (ANV). Parte de estos comentarios se referían a la interfase y el nivel 2 y tenían por objeto recoger adecuadamente toda la información procedente del nivel 1. Otros comentarios se realizaron a través de "agendas" resolviéndose mediante comunicaciones por correo electrónico.

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 Vandellós II, 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. Este informe es la base principal de las conclusiones relativas a la evaluación del IPE de Vandellós II.

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.

# IV.3.2. Objetivos de la evaluación

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

La evaluación de este estudio es tarea de la Dirección Técnica del CSN, para lo cual elige el método de evaluación independiente frente a otros métodos como pueden ser la revisión de los análisis realizados. La evaluación independiente tiene varias ventajas, entre otras la de emplear otra metodología y códigos de cálculo, además de un tratamiento de las incertidumbres de los fenómenos 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 Vandellós II. De esta comparación surgirán las conclusiones relativas a la aceptabilidad de los estudios realizados en el IPE de la central nuclear.

Por otra parte, se evalúa el IPE de Vandellós II en cuanto al alcance, completitud, claridad y presentación de los resultados más importantes.

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

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

# IV.3.3. 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 nivel 2 de la central Vandellós II la agrupación de las secuencias de nivel 1 que conducen al daño ha dado lugar a 123 estados de daño de la planta (EDP) una vez truncadas (10-8). La evaluación independiente realiza una nueva clasificación de las secuencias que conducen al daño del núcleo en estados de daño de la planta, considerando el suceso iniciador como característica en la clasificación de secuencias; por otra parte, se distinguen los LOCA pequeños, LOCA grandes y transitorios, ya que en cada caso se tiene condiciones diferentes en el primario y en la contención en el momento de daño al núcleo. Otro aspecto tenido en cuenta en la evaluación independiente es la consideración del estado de aislamiento de la contención, que en el IPE/APS de ANV se había eliminado debido a la truncación de la frecuencia de corte efectuada.

Así, se han obtenido 29 estados de daño de la planta, que a su vez se han agrupado sin perdida de información significativa. Considerando que las incertidumbres en la funcionalidad de los sistemas de la contención son inferiores a las incertidumbres relativas a los iniciadores y a la progresión del accidente, se ha simplificado el número de EDP, agrupando los EDP resultantes, pero manteniendo las características más importantes de la progresión del accidente severo, obteniéndo-se así 8 EDP mas otros 3 correspondiente a las secuencias de derivación de la contención o de fallo de aislamiento de la contención.

De estos 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.

### IV.3.4. Respuesta de la contención

En este punto, se trata de conocer si la contención puede soportar las cargas del accidente severo, conocida su capacidad última.

Este análisis de la fiabilidad estructural fue realizado por ANV y posteriormente revisado por el CSN (Ref. 74) transmitiéndose el resultado de la evaluación a ANV (Ref. 75).

En el estudio IPE/APS de ANV para conocer la respuesta de la contención se empleó el análisis no revisado por el CSN; en él se concluía que el modo dominante de fallo era la rotura de la lámina de la contención a presión HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure) de 1.05 MPa. Sin embargo en la evaluación independiente las cargas de accidente severo se contrastan frente al valor recomendado por el CSN tras la revisión de este análisis de la fiabilidad estructural, es decir el valor de 0.85 MPa. como valor HCLPF de la presión última de la contención.

En la evaluación se han considerado las cargas resultantes del accidente severo y se han evaluado los fenómenos de accidente severo más importantes. Las cargas sobre la contención debidas a accidente severo han sido evaluadas independientemente. ANV había presentado análisis de estas cargas en sus informes soporte (Ref. 76), requeridos por el CSN y remitidos (Ref. 77) en septiembre de 1996.

Las explosiones de vapor dentro de la vasija se han analizado extrapolando los resultados realizados en plantas de características similares; si bien esta probabilidad en otras plantas es cero o prácticamente cero, el tema de las explosiones de vapor dentro de la vasija ha sido incluido como un tema incierto en el árbol de la progresión del accidente severo para la cuantificacion posterior de esta incertidumbre.

Las explosiones de vapor fuera de la vasija pueden producirse cuando falla la vasija y existe agua en la cavidad; si no existe agua en la cavidad en el momento de romper la vasija, tal como es la configuración que se tiene en Vandellós II (cavidad seca), estas explosiones de vapor fuera de la vasija no es necesario tenerlas en cuenta. En el caso de que la inundación de la cavidad sea una opción de gestión de accidentes severos en Vandellós II, y que el fondo de la vasija no quede sumergido de modo que se pueda prevenir su fallo, habría que tener en cuenta las explosiones de vapor. Este tema no ha sido incluido como tema incierto en el análisis del árbol de sucesos de la contención.

Las cargas debidas a la descarga del primario y a la generación de no condensables, han sido analizadas con MELCOR. De los cálculos realizados, se observa que las mayores presurizaciones tienen lugar en transitorios y en LOCAS pequeños en los casos en los que no se encuentran operables los sistemas de extracción de calor de la contención.

Las cargas debidas al calentamiento directo de la contención (DCH), solo tienen lugar en escenarios de alta presión, que tanto MAAP como MELCOR solo consideran posibles para presiones en el momento de rotura de la vasija mayores de 10 bares, que corresponden a transitorios y a LOCAS pequeños. Si bien existen muchas incertidumbres sobre este tema, éstas provienen mayormente del conocimiento incompleto en la progresión tardía del núcleo fundido en los accidentes severos.

Este tema del DCH se ha resuelto para todas plantas tipo Westinghouse, basado en las condiciones iniciales y en la modelación del proceso de DCH empleando parámetros obtenidos de los experimentos y el modelo del equilibrio de dos celdas (Two-Cell Equilibrium, TCE). Para el caso de la central Vandellós II se ha seguido esta metodología y se han tenido en cuenta los resultados de las experiencias llevadas a cabo por Vandellós II y Fauske & Associates.

Con respecto a las condiciones iniciales, la metodología requiere el análisis de dos escenarios, el primero un LOCA pequeño, con represurización del primario por intervención del operador y el segundo corresponde a un LOCA pequeño estando la vasija con agua, y suponiendo que
el primario se despresuriza a una presión intermedia de 8 MPa. Los parámetros de estos escenarios,
es decir la masa de fundido, fracción oxidada, etc. han sido calculados con MELCOR y también
se han tenido en cuenta las recomendaciones extraídas del experimento.

Se han analizado las incertidumbres asociadas a las cargas y se han propagado las mismas, comparándose éstas con las incertidumbres asociadas a la fragilidad de la contención, observándo-se que para el escenario segundo, con masas de fundido superiores las cargas son mayores pero bastante por debajo de la capacidad de la contención; por otra parte para el primer escenario, la probabilidad de fallo de la contención es cero.

Por los resultados obtenidos no se ha incluido el DCH en el árbol de la progresión del accidente como un tema incierto, sin embargo si se ha retenido el tema en la estructura del APET, dando así la posibilidad de realizar análisis de sensibilidad, si fuera necesario en el futuro.

Las cargas debidas a la combustión del hidrógeno y del monóxido de carbono, se han analizado en esta evaluación independiente con el código MELCOR y en el análisis IPE/APS de ANV con el código MAAP. Los resultados obtenidos en un caso y en otro para el hidrógeno generado dentro de la vasija no difieren significativamente. En ausencia de vapor es posible una combustión de hidrógeno siempre que exista una fuente de ignición.

Las cargas a la contención debidas a la combustión de hidrógeno y monóxido de carbono se han estimado mediante un modelo de combustión adiabática (código ERPRA-BURN). La probabilidad condicionada de fallo de la contención debido a estas cargas es muy pequeña tanto en las fases temprana como tardía del accidente. En los análisis se ha supuesto una buena mezcla en la contención, no considerándose la estratificación, pues tanto el código ERPRA-BURN como MEL-COR no tienen capacidad para ello. La posibilidad de estratificación ha sido considerada en los estudios suministrados por ANV como estudios soporte; allí se ha observado mediante cálculos con MAAP que se puede formar una capa (estratificación) en la parte superior semiesférica de la cúpula con una concentración de hidrógeno de aproximadamente un uno por ciento superior a la con-

centración media de la atmósfera de la contención, pero el mezclado global que tiene lugar posteriormente en pocos minutos homogeneizaría la mezcla.

La probabilidad de fallo temprano de la contención se ha analizado para una serie de escenarios representativos concluyendo que esta probabilidad es cero salvo en escenarios en los que se suponga la reinundación, en cuyo caso sería muy pequeña.

A largo plazo, la probabilidad de fallo tardío de la contención debido a la deflagración de hidrógeno, en ausencia de ventiladores y de los sprays es cero, pues la contención se mantiene inerte; por el contrario, si se recuperan los sprays o los ventiladores es posible una combustión instantánea del hidrógeno y del monóxido de carbono.

En el caso de que estén operables los sistemas de extracción de calor de la contención, y no tenga lugar una combustión en los primeros instantes del accidente, se calcula una probabilidad de fallo de la contención de  $6x10^{-3}$ ; si han tenido lugar combustiones previas (generalmente incompletas) la probabilidad de fallo de la contención se considera igual a cero.

Refrigerabilidad del debris y penetración de la losa de hormigón. La refrigerabilidad de los escombros e interacción con el hormigón, es considerada en los escenarios de baja presión, en los cuales al romper la vasija, el núcleo fundido no es dispersado y cae al fondo de la cavidad, el cual transfiere calor a la atmósfera de la contención por convección y radiación y ataca al hormigón.

La predicción de la erosión del hormigón de la cavidad y la generación de gases no condensables en esta evaluación se ha realizado con el código MELCOR obteniéndose resultados similares a los obtenidos por el Proyecto con el código MAAP en cuanto a las erosiones axiales y radiales. Los resultados de la evaluación con MELCOR concluyen que al cabo de dos días la erosión penetraría 1,8 metros como máximo, y teniendo en cuenta que la profundidad del hormigón es de 3,8 metros se tardaría 4 o 5 días en atravesar el fondo de la cavidad. Por ello se supone muy improbable que el hormigón de la cavidad sea atravesado por el núcleo fundido en las 48 horas que siguen al daño del núcleo.

Fuerzas de reacción de la vasija. Otro tema analizado en la evaluación es la posibilidad de que la vasija salga despedida hacia arriba como un misil, por fallo de la parte inferior de la misma en escenarios de alta presión. Los análisis indican que la probabilidad de fallo temprano de la contención como consecuencia de las fuerzas de reacción originadas es cero, y este tema no se ha considerado incierto en el APET.

Ataque al liner. Debido a las específicas características geométricas del túnel de instrumentación y de la cavidad de la central Vandellós II, se ha analizado el ataque al liner debido a la

dispersión del escombro desde la vasija a altas presión. Empleando un modelo de conducción de calor se ha evaluado la transferencia de calor al liner de la contención, concluyéndose que es posible el calentamiento hasta el punto de fusión del liner sino existe una mitigación por la presencia de agua. La cantidad de agua presente y los coeficientes de transferencia de calor son las principales incertidumbres en esta evaluación. El tema se ha descompuesto para su análisis, teniendo en cuenta las posibles incertidumbres, llegando a una probabilidad condicionada de fusión del liner de 0.75 en escenarios con rotura de vasija a alta presión con el compartimento anular seco; en los escenarios con presencia de agua la probabilidad sería cero.

La cuantificación del APET (Accident Progression Event Tree) es insensible a esta probabilidad de fallo, debido a la baja probabilidad de los escenarios de alta presión en Vandellós II, por lo que no se analizan las incertidumbres de este tema en las cuantificaciones de la progresión del accidente.

# IV.3.5. Análisis de la progresión del accidente severo

En la evaluación, se ha modelado la progresión del accidente severo mediante un árbol de la progresión del accidente (APET), a diferencia del análisis realizado por el Proyecto de ANV donde se evalúa la probabilidad de fallo de la contención comparando los resultados de la presión obtenidos de MAAP para varios accidentes con la curva de fragilidad de la contención. Posteriormente en el IPE/APS se realizan estudios de sensibilidad con objeto de conocer el efecto sobre la presión en la contención, la probabilidad de fallo de la contención y el término fuente. Los temas de accidente severo en el IPE se estudian en los informes soporte realizados por FAI.

En esta evaluación independiente se analiza probabilisticamente la progresión del accidente severo mediante un árbol de sucesos de la contención, que contiene 30 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 tienen lugar varias horas después del fallo de la vasija (fase tardía)

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

Se da crédito a la recuperación de la corriente alterna con posterioridad al daño del núcleo, y se supone la recuperación de los ventiladores, los sprays y el sistema de refrigeración de emergencia sólo si estuvieran disponibles antes del daño del núcleo y si se ha recuperado la corriente alterna.

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 si se analizan las incertidumbres asociadas a la probabilidad condicional de las categorías de liberación, es decir los modos de fallo de la contención, y a las liberaciones radiactivas al exterior.

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

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

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

### IV.3.6. Términos Fuente

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

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

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

| Categorías | Características  | Vandellós II<br>IPE/APS |  |  |  |  |
|------------|--|-------------------------|--|--|--|--|
| R1         | Baipás de la contención, accidentes de SGTR (iniciados o inducidos por temperatura), fallos de aislamiento de la contención* | C2, C3, C4              |  |  |  |  |
| R2         | Rotura de la contención en el momento o antes a la rotura<br>de la vasija, operan los sprays                                 | E2, E3, E4              |  |  |  |  |
| R3         | Rotura de la contención en el momento o antes de la rotura de la vasija, no operan los sprays                                | E3, E4                  |  |  |  |  |
| R4         | Fallo del liner, operan los sprays   | E1, E2                  |  |  |  |  |
| R5         | Fallo del liner, no operan los sprays  | E2, E3                  |  |  |  |  |
| R6         | Rotura tardía de la contención (antes de 48 horas desde el daño al núcleo), operan los sprays                                | D2, D3                  |  |  |  |  |
| R7         | Rotura tardía de la contención (antes de 48 horas desde el daño al núcleo), no operan los sprays                             | D2, D3                  |  |  |  |  |
| R8         | Penetración de la losa, antes de 48 horas desde el daño al núcleo  | B1                      |  |  |  |  |
| R9         | R9 Contención intacta en las 48 horas siguientes al daño al núcleo   |                         |  |  |  |  |

<sup>\*</sup> Corresponde a una fuga preexistente con diámetro equivalente inferior a 5 cm.

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

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

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.

Puede observarse, que con respecto a los aerosoles la categoría de liberación (R3) es a la que corresponde mas actividad, seguida por la secuencia V (R1) y las categorías relacionadas con el fallo del liner. La actividad correspondiente a las categorías relativas al fallo tardío de la contención es inferior en un orden de magnitud que las correspondientes al fallo temprano y a la derivación.

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

| Categoría<br>de<br>liberación | Frecuencia de<br>la liberación<br>(por año) | Actividad total<br>de la liberación<br>(Bq) | Actividad de<br>los aerosoles<br>(Bq) | Riesgo<br>(Bq/año)    |  |  |
|-------------------------------|---|---|---------------------------------------|-----------------------|--|--|
| R1                            | 2.39x10 <sup>-6</sup>                       | 7.42x10 <sup>18</sup>                       | 4.16x10 <sup>18</sup>                 | 9.92x10 <sup>12</sup> |  |  |
| R2                            | 1.36x10 <sup>-8</sup>                       | 1.00x10 <sup>19</sup>                       | 7.07x10 <sup>17</sup>                 | 9.59x10°              |  |  |
| R3                            | 2.68x10 <sup>-8</sup>                       | 1.68x10 <sup>19</sup>                       | 7.24x10 <sup>18</sup>                 | 1.94x10 <sup>11</sup> |  |  |
| R4                            | 4.49x10 <sup>-8</sup>                       | 1.28x10 <sup>17</sup>                       | 4.70x10 <sup>16</sup>                 | 2.11x10°              |  |  |
| R5                            | 1.18x10 <sup>-8</sup>                       | 4.06x10 <sup>18</sup>                       | 1.59x10 <sup>18</sup>                 | 1.88x10 <sup>10</sup> |  |  |
| R6                            | 4.19x10 <sup>-6</sup>                       | 7.32x10 <sup>18</sup>                       | 1.30x10 <sup>17</sup>                 | 5.45x10 <sup>11</sup> |  |  |
| R7                            | 6.77x10 <sup>-6</sup>                       | 5.58x10 <sup>18</sup>                       | 4.29x10 <sup>17</sup>                 | 2.91x10 <sup>12</sup> |  |  |
| R8                            | 4.74x10 <sup>-7</sup>                       | 2.12x10 <sup>16</sup>                       | 2.19x10 <sup>15</sup>                 | 1.04x10 <sup>9</sup>  |  |  |
| R9                            | 5.10x10 <sup>-5</sup>                       | 1.82x10 <sup>16</sup>                       | 1.61x10 <sup>15</sup>                 | 8.20x10 <sup>10</sup> |  |  |
| Total                         | 6.51E-5                                     |   |                                       | 1.36x10 <sup>13</sup> |  |  |

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

| T                                  |                      |                       |                      |                       |       |       |       |                        |                      |                      |                      |                      |                        |                      |                      |                      |                      |                          | <del></del> -T       |                      | <del></del> 1        |
|------------------------------------|----------------------|-----------------------|----------------------|-----------------------|-------|-------|-------|------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|--------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| Ru-La-Ce                           | 2.5x10 <sup>-3</sup> | 3.34x10 <sup>-4</sup> | $8.12x10^{-5}$       | 4.21x10 <sup>-4</sup> | 0.003 | 0.003 | 0.006 | $2.0 \text{x} 10^{-7}$ | 2.2x10 <sup>-6</sup> | $2.2x10^{-6}$        | 8.4x10 <sup>-5</sup> | 4.3x10 <sup>-4</sup> | $5.1 \text{x} 10^{-5}$ | $2.2x10^{-6}$        | 7.8x10 <sup>-8</sup> | 2.2x10 <sup>-6</sup> | $1.2x10^{-5}$        | $3.3 \mathrm{x} 10^{-6}$ | 1.5x10 <sup>-5</sup> | 2.8x10 <sup>-6</sup> | 2.2x10 <sup>-6</sup> |
| Sr-Ba                              | 0.049                | $6.2x10^{-3}$         | $1.0x10^{-3}$        | $7.2x10^{-3}$         | 0.055 | 0.04  | 0.095 | $2.4x10^{-5}$          | 6.1x10 <sup>-6</sup> | $3.0 \times 10^{-5}$ | $7.0x10^{-3}$        | 7.6x10 <sup>-3</sup> | 0.015                  | 3.1x10 <sup>-6</sup> | $2.9x10^{-8}$        | 3.1x10 <sup>-6</sup> | 1.7x10 <sup>-4</sup> | 4.6x10 <sup>-5</sup>     | 2.2x10 <sup>-5</sup> | 3.9×10 <sup>-5</sup> | 3.0x10 <sup>-5</sup> |
| Te                                 | 0.098                | 0.0116                | $3.3 \times 10^{-3}$ | 0.015                 | 0.102 | 0.1   | 0.202 | 5.4x10 <sup>-5</sup>   | 1.9×10 <sup>-5</sup> | 7.3x10 <sup>-5</sup> | 0.016                | 0.02                 | 0.036                  | 5.6x10 <sup>-4</sup> | $1.0 \times 10^{-4}$ | 6.7x10 <sup>-4</sup> | 5.5x10 <sup>-4</sup> | 3.7x10 <sup>-3</sup>     | 4.3x10 <sup>-3</sup> | 9.1x10 <sup>-5</sup> | 7.1x10 <sup>-5</sup> |
| ప                                  | 0.18                 | 0.026                 | 9.6x10 <sup>-3</sup> | 0.036                 | 0.22  | 0.13  | 0.35  | 1.5x10 <sup>-4</sup>   | 1.1x10 <sup>-4</sup> | 2.6x10 <sup>-4</sup> | 0.041                | 0.041                | 0.082                  | 1.3x10 <sup>-3</sup> | 7.9x10 <sup>-3</sup> | 9.3x10 <sup>-3</sup> | 2.3x10 <sup>-3</sup> | 4.9x10 <sup>-2</sup>     | 5.2x10 <sup>-2</sup> | 7.5x10 <sup>-5</sup> | 6.1x10 <sup>-5</sup> |
| I                                  | 0.19                 | 0.026                 | 9.6x10 <sup>-3</sup> | 0.036                 | 0.22  | 0.13  | 0.35  | 1.5x10 <sup>-4</sup>   | 1.1x10 <sup>-4</sup> | 2.6x10 <sup>-4</sup> | 0.041                | 0.041                | 0.082                  | 1.3x10 <sup>-3</sup> | 7.9x10 <sup>-3</sup> | 9.3x10 <sup>-3</sup> | 2.3x10 <sup>-3</sup> | 4.9x10 <sup>-2</sup>     | $5.2x10^{-2}$        | 7.5x10 <sup>-5</sup> | 6.1x10 <sup>-5</sup> |
| Xe                                 | 1.0                  | 0.51                  | 0.49                 | 1.0                   | 0.51  | 0.49  | 1.0   | 0.13                   | 0.14                 | 0.27                 | 0.13                 | 0.14                 | 0.27                   | 9.0                  | 0.35                 | 96.0                 | 9.0                  | 0.36                     | 96.0                 | $1.9x10^{-3}$        | 1.9×10 <sup>-3</sup> |
| Duración(**)<br>(h)                | 48                   | 0.5                   | 48                   | 48.5                  | 0.5   | 48    | 48.5  | 0.5                    | 48                   | 48.5                 | 0.5                  | 48                   | 48.5                   | 0.5                  | 5.0                  | 5.5                  | 0.5                  | 5.0                      | 5.5                  | 5                    | 53                   |
| Mómento de la<br>liberación (h)(*) | $2.3^1, 13^2, 27^3$  | 4.6                   | 5.1                  | Total                 | 4.6   | 5.1   | Total | 4.6                    | 5.1                  | Total                | 4.6                  | 5.1                  | Total                  | 47.2                 | 47.7                 | Total                | 47.2                 | 47.7                     | Total                | 48                   | R9 0                 |
| Clase de<br>liberación             | R1                   | R2                    |                      | ٨                     | R3    | •     | ,     | R4                     |                      | •                    | R5                   | -                    |                        | R6                   | -                    | •                    | R7                   |                          |                      | R8                   | R9                   |

\* Referenciado al momento de iniciación del accidente <sup>1</sup> Fallo del aislamiento;

<sup>3</sup> SG despresurizado.

<sup>\*\*</sup> Duración desde el momento de la liberación <sup>2</sup> SGTR a alta presión;

En cuanto al riesgo de la actividad, la mayor contribución corresponde a la secuencia V (R1), que contribuye con un 73% al riesgo total de actividad. Aunque la actividad de las categorías de fallo temprano (R2 y R3) es grande, la actividad liberada al exterior solo representa un 1.5% del riesgo total. La contribución al riesgo del fallo del liner es pequeña, y por otra parte los modos de fallo tardío de la contención contribuyen con un 25% al riesgo total de actividad liberada al exterior; ello es debido básicamente a que en un 66% de las secuencias que contribuyen a la frecuencia de daño del núcleo no están operables los sprays para reducir las liberaciones, y a que la cavidad es seca en el 65% de las secuencias que conducen al daño del núcleo.

### IV.3.7. 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 Vandellós II 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 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 de los mismos.

En la tabla siguiente se relacionan los temas de accidente severo considerados en el análisis de incertidumbres del APET son los siguientes:

| Tema incierto  | Medio              | Mínimo             | Máximo             |
|--|--------------------|--------------------|--------------------|
| 1. Recuperación AC   | 0.5                | 0.25               | 0.75               |
| 2. Explosiones de vapor dentro de vasija, alta presión                                   | 1x10 <sup>-4</sup> | 1x10 <sup>-6</sup> | 1x10 <sup>-2</sup> |
| 3. Explosiones de vapor dentro de vasija, alta presión                                   | 2x10 <sup>-4</sup> | 2x10 <sup>-6</sup> | 2x10 <sup>-2</sup> |
| 4. Ataque al liner tras rotura de vasija   | 0.75               | 0.0                | 1.0                |
| 5. Fallo de la unidad de refrigeración tras rotura de vasija, escenario de alta presión  | 0.5                | 0.0                | 1.0                |
| 6. Fallo de la unidad de refrigeración tras rotura. Interacción combustible refrigerante | 0.01               | 0.001              | 0.1                |
| 7. Refrigerabilidad del fundido tras rotura de vasija, explosiones de vapor              | 0.5                | 0.01               | 1.00               |
| 8. Refrigerabilidad del fundido tras reiunindación del fundido                           | 0.5                | 0.01               | 1.00               |
| 9. Interacción fundido hormigón  | 0.01               | 0.001              | 0.1                |

La selección de estos temas se ha basado en los aspectos específicos de la planta de la central nuclear Vandellós II, y en las siguientes consideraciones:

- En relación con la recuperación de la corriente alterna, en el IPE se ha considerado la recuperación del parque de 400 kV en un periodo de 5 horas, sin embargo, en el nivel 2 se supone que el periodo de interés desde el punto de vista del momento del daño del núcleo es entre 2 y 5 horas desde el inicio del accidente, por lo que para evaluar la probabilidad condicionada de recuperación se suponen 3,5 horas como valor medio para la recuperación en la fase temprana del accidente con una distribución uniforme.
- En cuanto al fallo de la contención debido a las explosiones de vapor dentro de la vasija, su cuantificación se ha basado en las ultimas publicaciones existentes, concluyendo que la probabilidad condicionada media del fallo de la contención en modo alfa varía entre 10-4 y 2x10-4, para escenarios de alta y baja presión respectivamente.

- El ataque al liner debido a la dispersión del núcleo fundido, ha sido tratado específicamente, asignándose una probabilidad de fallo del liner debido al contacto directo del fundido de 0.75 en escenarios con el suelo de la contención seca.
- Para el fallo de las unidades de refrigeración como consecuencia del accidente severo tras
  el fallo de la vasija se ha estimado el valor medio en escenarios de alta presión, teniendo
  en cuenta la incertidumbre existente, por lo que se le asignado un valor medio de la probabilidad de fallo de 0.5. En el caso de escenarios con posibles explosiones de vapor, la
  probabilidad asignada es de 0.01.
- En cuanto a la refrigerabilidad del núcleo fundido fuera de la vasija, por ser un tema sujeto a grandes incertidumbres, se le ha asignado la probabilidad media de 0.5.
- El tema de penetración de la losa, se ha considerado muy improbable, y tras haberse analizado se le ha asignado una probabilidad condicionada de 0.01 en el caso de que no sea refrigerable el fundido.

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

Los resultados del análisis dan lugar a los estados finales del APET, que se han agrupado en grupos de términos fuente. De estos análisis independientes se concluye que:

- El fallo temprano de la contención (grupos de liberación R2 y R3) tiene un valor medio de 6.2x10<sup>-4</sup>, comparable a los resultados del IPE/APS; las diferencias estriban en el tratamiento actualizado del DCH y en incluir explícitamente las explosiones de vapor, cuya contribución es despreciable, por lo que excluyendo éstos, el fallo temprano de la contención está dominado por la combustión del hidrógeno. Pero se ha identificado otro modo de fallo temprano que es la fusión del liner (R4 y R5) cuyo valor medio es 8.7x10<sup>-4</sup>, sin embargo éste modo de fallo no representa grandes liberaciones de radionucleidos al exterior.
- El fallo tardío de la contención está representado por los grupos de liberación R6 y R7.
   La probabilidad condicional del fallo tardío de la contención cuando no operan los sprays
   (R7) es aproximadamente 0.1, y cuando operan los sprays (R6) 0.06.
- Los principales contribuyentes a este modo de fallo son los transitorios sin corriente alterna y la fuga en los sellos iniciada por SBO. La inoperabilidad de los ventiladores durante el accidente (no recuperación de la corriente alterna), con la hipótesis de las 48

horas una vez dañado el núcleo da lugar a una alta probabilidad del fallo tardío de la contención en comparación con los resultados del IPE/APS de ANV.

- Las secuencias con recuperación de AC y posterior activación de las salvaguardias de la contención conducen a la combustión del hidrógeno resultando en el fallo tardío de la contención con una contribución de 0.04.
- La categoría de liberación R8 correspondiente a la penetración de la losa lleva asociadas grandes incertidumbres debidas tanto a la erosión de la losa como a la refrigerabilidad del escombro, en cualquier caso tiene una contribución insignificante después de 48 horas.
- La categoría de liberación R1 correspondiente al baipás no presenta incertidumbres por no tenerlas la frecuencia del estado de daño de la planta que proviene del nivel 1.

Las principales diferencias encontradas entre la evaluación independiente y el estudio IPE de Vandellós II se deben a que en el estudio presentado por ANV, el estado de la contención a las 48 horas de iniciarse el accidente (disparo del reactor) se basa en los análisis de MAAP para las secuencias representativas de cada estado de daño de la planta; así si del resultado de MAAP resulta que la contención no rompe, la frecuencia del correspondiente estado de daño de la planta se asigna a contención intacta (categoría de liberación A o B), si el resultado de MAAP indica fallo de la contención antes de 48 horas pero tarde con respecto al momento de fallo de la vasija se le asigna fallo tardío de la contención (clase D), y si falla por DCH o hidrógeno en el momento de fallo de la vasija, se le asigna el fallo temprano de la contención (clase E), finalmente al baipás le corresponde la clase C.

La principal diferencia en los resultados está en la probabilidad condicionada del fallo tardío de la contención. En la evaluación se requiere que la contención permanezca intacta 48 horas tras haberse dañado el núcleo, resultando que para todas aquellas secuencias en las que no es posible la extracción de calor de la contención (ventiladores) tanto MAAP como MELCOR muestran en sus resultados que el fallo de la contención ocurre aproximadamente 50 horas tras iniciarse el accidente, con lo que en la evaluación todos aquellos estados de daño de la planta en los que no están operables los ventiladores conducen al fallo tardío de la contención.

Las tablas siguientes muestran en detalle los resultados del análisis de la progresión del accidente llevado a cabo en esta evaluación para todos los EDP (matriz C o matriz de la contención) representando la probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada estado de daño de la planta.

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

Probabilidad condicionada de fallo de la contención para cada Estado de Daño de la Planta (Matriz C)

| ás                              |              | Ĭ     | No. March |         | erekt ik |         |         |         |         | 0.40 PG | 007355  | 1412-148S |         |        | - NA 25-25 |        |         |        |       | 967989615 |       | <u> </u> |       | 9          | 9         |                    | ~       |
|---------------------------------|--------------|-------|-----------|---------|----------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|-----------|---------|--------|------------|--------|---------|--------|-------|-----------|-------|----------|-------|------------|-----------|--------------------|---------|
| Baipás                          |              |       |           | 0.01    |          | 0.01    |         | 0.01    | 0.01    |         | 0.01    |           | 0.01    | ,      | 0.01       |        | 0.01    | 1.0    | [1.0] | 1.0       | [1.0] | 1.0      | [1.0] | 2.4E-6     | [1.7E-6]  | 0.037              | [0.026] |
| Intacta                         |              |       |           | 0.979   | [1.00]   | 0.044   | [0.966] | 0.233   | 0.976   | [1.00]  | 0.978   | [1.00]    | 0.457   | [0.60] | 0.975      | [1.00] | 0.970   | 1      |       | l         |       | I        |       | 5.1E-5     | [6.26E-5] | 0.786              | [0.962] |
| BMT                             |              |       |           | 0.005   |          | 0.0033  |         | 0.0002  | 0.007   |         | 0.005   |           | 0.003   |        | 0.005      |        | 0.010   | 1      |       | . 1       |       | ı        | ,     | 4.7E-7     |           | 0.007              |         |
| Fallo del<br>liner/<br>No Spraw | a favdo ou t | 1     | 1         | 0.0     |          | 0.0005  |         | 0.0     | 0.0     |         | 0.0     |           | 0.004   |        | 0.0        |        | 0.0     | 1      |       | ł         |       | ł        |       | 1.2E-8     |           | 0.0002             |         |
| Fallo del<br>liner/<br>Spravs   | 2 fau J      | i     | !         | 0.0     |          | 0.0001  |         | 0:0     | 0.0     |         | 0.0008  |           | 0.004   |        | 0.0034     |        | 0.0001  | . 1    |       | l         |       | 1        |       | 4.5E-8     |           | 0.0007             |         |
|                                 | Tordio       | dilo  | No Spray  | 0.0     |          | 0.91    | 0.034   | 0.0     | 0.007   |         | 0.0     |           | 0.2969  | [0.4]  | 0.0        |        | 0.01    | ı      |       | ı         |       | ı        |       | 6.7E-6     | [7.7E-7]  | 0.104              | [0.012] |
| ura                             | 12           | Tal   | Spray     | 0.0053  |          | 0.0345  | 1       | 0.755   | 0.0     | ł       | 0.0053  | ;         | 0.2214  | ,      | 0.0053     |        | 0.0     | 1      |       | 1         |       | 1        |       | 4.2E-6     |           | 0.064              |         |
| Rotura                          | Temprano     | Jailo | No Spray  | 0:0     |          | 0.0005  |         | 0.0     | 0.0005  |         | 0.0     |           | 0.0003  |        | 0.0        |        | 9000.0  | 1      |       | 1         |       | ı        |       | 2.6E-8     |           | 0.0004             |         |
|                                 | L L          | 1     | Spray     | 0.0005  |          | 0.0007  | 2000    | 0.000   | 0.0     |         | 0.0005  |           | 0.0003  |        | 0.0005     |        | 0.0     | ı      |       | ı         |       | I        |       | 1.3E-8     |           | 0.0002             |         |
| Frecuencia<br>por reactor       | año          |       |           | 3.86E-6 |          | 6.67E-6 | 7 302 7 | 4.72E-0 | 6.97E-6 |         | 2.18E-6 |           | 1.37E-6 |        | 1.12E-5    |        | 2.64E-5 | 1.5E-6 |       | 1.8E-7    |       | 7.8E-8   |       | 6.5E-5     | [6.5E-5]  | 1.0                |         |
| EDP                             |              |       |           | 1/AEFC  |          | Z/SL    | 3/81    | Clark   | 4/SLF   |         | 5/SLFC  |           | FL/9    |        | 7/TEFC     |        | 8/TLF   | 9/V1   |       | 10/V2     |       | 11/V3    |       | Frecuencia |           | Fracción del total | [0.012] |

Nota: Los números entre corchetes [ ] representan los resultados del IPE de Vandellós II.

Las vulnerabilidades pueden identificarse a partir de los análisis de los términos fuente y de los análisis de importancia. Clasificando los términos fuente sobre las liberaciones medias esperadas de yodo y cesio, en muy grandes (mayores del 15%), grandes (5-15%), medias (0,1-5%) y pequeñas (menos del 0,1%), los resultados de los análisis indican que se esperan liberaciones muy grandes en el caso accidentes de rotura de tubos sin aislamiento. La contribución de los fallos tempranos a esta categoría es muy pequeña. La frecuencia de estos accidentes 2.4x10-6 por reactor-año, pero las consecuencias externas esperadas son muy grandes.

Las liberaciones grandes se deben fundamentalmente al fallo temprano de la contención debido al fallo del liner. La frecuencia de estos accidentes es  $4.50 \times 10^{-8}$ , con una incertidumbre asociada que representa un 0.02% de la frecuencia del daño al núcleo, por lo que la vulnerabilidad es relativamente pequeña.

Las liberaciones medias se deben básicamente a los fallos tardíos de la contención sin sprays y fallos tempranos de la contención con sprays. Los fallos tardíos de la contención debidos a la combustión de hidrogeno son poco significativos.

Las liberaciones pequeñas se deben a los fallos tardíos de la contención con sprays, al fallo por penetración de la losa de hormigón o contención intacta, que representan un 86% de la frecuencia del daño al núcleo.

IV.3.8. Aspectos más relevantes de la evaluación relacionados con la gestión de accidentes severos

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

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

Resumen de las posibles medidas de gestión de accidentes consideradas

| Estrategia de accidente severo  | Discusión   |  |  |  |  |  |  |  |
|---|---|--|--|--|--|--|--|--|
| Recuperación dentro de vasija<br>mediante la inyección de<br>refrigerante   | Se supone que se dispone de un sistema de inyección independiento de la AC para inyectar agua, y que es posible emplear esta fuente dagua para inyectar y recuperar el núcleo degradado, antes de su relocalización en el fondo de la vasija. Se supone que solo es posible la inyección de refrigerante en escenarios de baja presión.   |  |  |  |  |  |  |  |
| Retención del fundido dentro de vasija mediante la reinundación de la cavidad antes del fallo de la vasija, sumergiendo la parte baja de la vasija. | Se supone que es posible la inundación de la cavidad antes del fallo de la vasija con una cantidad de agua suficiente como para cubrir el fondo de la vasija (inyectando agua del RWST al suelo de la contención mediante los sprays, y después traspasando el agua desde el suelo de la contención a la cavidad. Se supone además que el aislamiento de la parte baja de vasija no impide al agua cubrir la parte inferior de la vasija. |  |  |  |  |  |  |  |
| Despresurización intencionada del primario tras el daño del núcleo.   | Se supone que la despresuriación tiene éxito siempre antes del fallo de la vasija.  |  |  |  |  |  |  |  |
| Reinundación de la cavidad tras<br>la rotura de la vasija.  | Se supone que se dispone de un método para inundar la cavidad co agua tras el fallo de la vasija para todos los estados de daño de la planta.   |  |  |  |  |  |  |  |
| Recuperación del fallo de aislamiento<br>de la contención tras el daño al<br>núcleo.  | Se supone que el operador es capaz de recuperara el fallo de aislamiento de la contención antes de que tengan lugar liberaciones significativas.  |  |  |  |  |  |  |  |
| Recuperación de los sprays antes<br>del fallo de la vasija.   | Se supone que se recuperan mecánicamente los sprays en todas las secuencias de daño al núcleo en las que está disponible la AC. La recuperación se supone que tiene lugar antes de fallo de la vasija, se supone que la recuperación tras el fallo de la vasija conduce al fallo de la contención.  |  |  |  |  |  |  |  |
| Recuperación de las unidades<br>de refrigeración antes de la rotura<br>de la vasija.  | Se supone que se recuperan las unidades de refrigeración en todas las secuencias que dan lugar al daño del núcleo en las que se dispone de la AC. Se supone que la recuperación tiene lugar antes del fallo de la vasija; la recuperación tras el fallo de la vasija da lugar al fallo de la contención.  |  |  |  |  |  |  |  |
| Aislamiento de los generadores<br>de vapor  | Se supone que el operador es capaz de aislar el generador de vapor fallado en las secuencias SGTR tras el daño del núcleo, pero antes de que tengan lugar liberaciones significativas   |  |  |  |  |  |  |  |
| nundación del generador de vapor  | Se supone que el operador inunda el generador de vapor tras el daño del núcleo empleando fuentes de inyección alternativas durante las secuencias de SGTR.  |  |  |  |  |  |  |  |

#### IV.4. Conclusiones

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

Los análisis efectuados indican que la contención de la central Vandellós II tiene capacidad suficiente para resistir las cargas debidas a las fases tempranas del accidente severo, incluyendo las combustiones tempranas de hidrógeno, el calentamiento directo de la contención y las debidas a explosiones de vapor dentro de la vasija. En cuanto a la fase tardía, la probabilidad del fallo tardío de la contención es relativamente pequeña (alrededor del 18%) debido básicamente a que la mayor parte de loes estados de daño de la planta están asociados con la operación de las unidades de refrigeración ( 65% de la frecuencia de daño al núcleo).

A pesar de las diferentes metodologías empleadas en los análisis de la evaluación independiente y del estudio IPE/APS de ANV, de los resultados de ambos estudios se pueden extraer algunas conclusiones. En cuanto al modos de fallo de la contención la mayor diferencia se encuentra en la probabilidad condicionada del fallo tardío de la contención; esto es debido fundamentalmente, en primer lugar, a que en este estudio independiente se analizan 48 horas después de dañarse el núcleo, y en el IPE/APS el origen del cálculo es el inicio del accidente (disparo del reactor) resultando que para las secuencias en las que no es posible la extracción de calor de la contención tanto MAAP como MELCOR dan como resultado de que la contención falla a aproximadamente 50 horas después del inicio del accidente, y por otra parte a que mientras que en los análisis del IPE/APS se ha empleado para la fragilidad de la contención el valor de 1,05 MPa para la HCLPF, en la evaluación independiente se usa el valor de 0.85 Mpa, conclusión de la evaluación realizada por el CSN.

Estas diferencias en los valores de la probabilidad condicionada del fallo tardío de la contención entre los dos estudios, no son tan significativas en cuanto a su impacto en el riesgo.

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

| Fallo de la contención      | Revisión<br>CSN      | Vandellós-II<br>IPE  | Shearon<br>Harris IPE | Surry<br>NUREG-1150  |
|-----------------------------|----------------------|----------------------|-----------------------|----------------------|
| Fallo temprano              | 6x10 <sup>-4</sup>   | 0.0                  | 3.5x10 <sup>-2</sup>  | 7.0x10 <sup>-3</sup> |
| Fallo del liner             | 9x10 <sup>-4</sup>   | 0.0                  |                       | . NA                 |
| Fallo tardío (incluye BMT)  | 0.176                | 0.011                | 0.046                 | 0.059                |
| Derivación (ISLOCA o SGTR)  | 0.027                | 0.027                | 0.072                 | 0.122                |
| Contención no aislada       | 0.01                 | 0.0                  | 0.03                  | 0.0                  |
| Intacta                     | 0.786                | 0.96                 | 0.85                  | 0.812                |
| FDN total (por reactor año) | 6.5x10 <sup>-5</sup> | 6.5x10 <sup>-5</sup> | 7x10 <sup>-5</sup>    | 4.1x10 <sup>-5</sup> |

<sup>\*</sup> Solo sucesos internos

Desde el punto de vista de la actividad de las categorías de liberación, el fallo temprano de la contención correspondiente a la categoría R3, la derivación de la contención y el fallo del liner son los que les corresponde mayor actividad. La actividad asociada a las categorías del fallo tardío de la contención es un orden de magnitud inferior que las correspondientes al fallo temprano. Sin embargo, desde el punto de vista del riesgo de actividad liberada al exterior, es la derivación de la contención la que más contribuye, representando un 73% de la actividad total.

También se han analizado estrategias de gestión de accidentes severos, concluyéndose que el mayor beneficio es de esperar en las estrategias relativas a la recuperación de la refrigeración dentro de la vasija, y a la inundación de la cavidad tras el daño al núcleo. Por otra parte del análisis del riesgo de actividad se puede concluir que el mayor beneficio esta relacionado con la mitigación de las liberaciones grandes tempranas asociadas a los escenarios de rotura de tubos del generador de vapor y a los escenarios de fallo del aislamiento de la contención.

<sup>\*\*</sup> Incluido como fallo temprano

# V. Conclusiones

#### V. Conclusiones

Como resumen del proceso general de revisión y evaluación del APS de la central nuclear Vandellós II se pueden establecer las siguientes conclusiones:

- La central Vandellós II ha realizado su APS en revisión 2 de acuerdo con los requisitos establecidos por el CSN en su petición de fecha 18 de octubre de 1990, por lo que se puede considerar satisfecho el requerimiento por parte de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) del CSN.
- Con las modificaciones realizadas, tanto en planta (diseño, procedimientos, etc.), como en los distintos informes de tarea del proyecto de APS se puede considerar que las estimaciones cuantitativas y el perfil de riesgo resultante para Vandellós II (un valor medio para sucesos internos de 3.66 10<sup>-5</sup> por año) es similar a los valores obtenidos en otros APS de centrales PWR, siendo las pérdidas de las líneas de energía eléctrica exterior el contribuyente más importante en dicho riesgo.
- De la evaluación continua e interactiva llevada a cabo por el CSN durante el proyecto, se desprende la conclusión de que, una vez incorporados todos los resultados de la evaluación, el APS de Vandellós II se ha plasmado en un proyecto cuyas actividades se han realizado en general de forma satisfactoria y que se ha recogido en una documentación de gran calidad que puede ser usada también fuera del marco del APS.
- Tras la verificación detallada de las distintas incorporaciones de puntos pendientes, y la realización de una cuantificación propia de los modelos entregados en junio de 2000 en revisión 2, con el programa de cuantificación de que dispone el CSN (Risk Spectrum), se comprobó la validez del APS en revisión 2 presentado por la central Vandellós II.
- El CSN con fecha 3 de mayo de 2001 emite una carta de apreciación favorable del APS de nivel 1. En ella se indica que la revisión 2 cumple con los requisitos exigidos en su día por el CSN y que ha sido adecuadamente documentado.
- A pesar de lo anterior, existen aspectos del análisis que permanecen abiertos tras la revisión del APS, bien porque resulta difícil tratarlos de forma probabilista, o bien por que no se han tratado con toda la profundidad que requieren. Algunos de los puntos detectados en este sentido aparecen recogidos en el apartado 4 de este informe.

- También aparecen identificados en el APS, y recogidos en el apartado 4 de este informe, aspectos potencialmente importantes para la seguridad y que son puntos genéricos detectados en otras centrales PWR, así como otros puntos que podrían ser generalizables a otras plantas del mismo tipo.
- Por otro lado, y aunque se ha cubierto el alcance requerido por el CSN, la central nuclear Vandellós II debe hacer una revisión en profundidad de las tareas de incendios e inundaciones internas, así como de la de su APS en otros modos de operación.
- Vandellós II ha implementado ya en planta mejoras y modificaciones identificadas durante la realización del APS, lo cual supone un beneficio en la seguridad.
- La central nuclear mantiene un grupo de trabajo que se ha encargado de incorporar los distintos pendientes derivados de la evaluación del CSN, así como a la inclusión de las modificaciones implantadas en la central en los modelos del APS, consiguiendo por tanto el objetivo recogido en el Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España, de disponer de un APS actualizado de la central para su posterior uso en futuras aplicaciones.

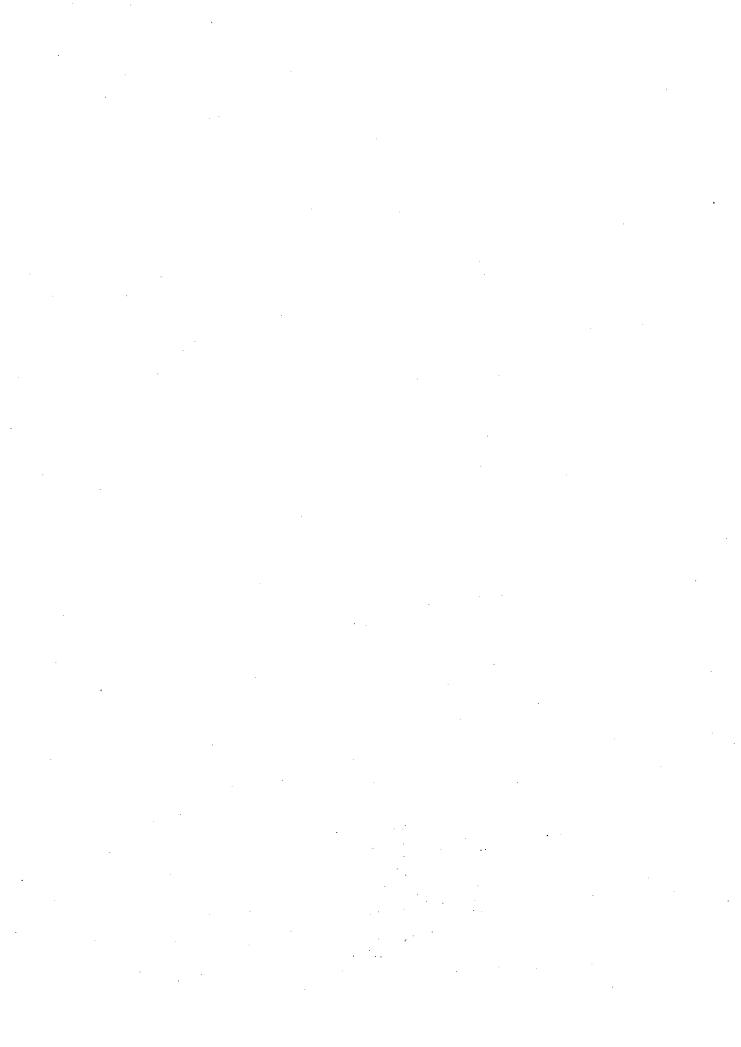
En relación con la evaluación del APS de nivel 2 de Vandellós II, se pueden establecer las siguientes conclusiones:

- La central Vandellós II ha realizado el IPE/APS de nivel 2 de acuerdo a los requisitos indicados por el CSN en su petición de fecha 18 de octubre de 1990, por lo que puede considerarse satisfecho el requerimiento por parte de la DSN del CSN.
- Partiendo de los análisis de nivel 1, se han obtenido los modos de fallo de la contención para las secuencias de daño al núcleo, y se han estimado los términos fuente en la línea indicada en la Carta Genérica 88-20, y siguiendo la metodología del NUREG-1335, tal como se indicaba en el requerimiento del CSN.
- De la evaluación llevada a cabo por el CSN se desprende la conclusión de que una vez tenidos en cuenta los resultados de la misma, el APS de nivel 2 de Vandellós II ha sido satisfactorio y queda bien documentado.
- El CSN con fecha 23 de abril de 1998 emite una carta de apreciación favorable del APS de nivel 2. En ella se indica que este estudio cumple con los requisitos exigidos en su día por el CSN.

- Sin embargo, existen aspectos del análisis que permanecen abiertos, que requieren un análisis y deben tratarse en detalle, los cuales quedan recogidos en el apartado 5 de este informe
- También en el apartado 5 se identifican aquellos aspectos más relevantes desde el punto de vista de la seguridad y el riesgo, que se deberán incorporar en la futura revisión del APS, y resolverse de cara a la implementación de las guías de accidente severo.



# VI. Referencias



#### VI. Referencias

- [0] "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España". Consejo de Seguridad Nuclear. (Agosto de 1986).
- [1] "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España (Edición 2)". Consejo de Seguridad Nuclear (1998).
- [2] Carta del CSN a ASOCIACIÓN NUCLEAR VANDELLÓS. Realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la C. N. Vandellós II. (18 de octubre de 1990).
- [3] Informe Final del APS de C. N. Vandellós II. Revisión 0. (Septiembre de 1994).
- [4] Informe Final del APS de C. N. Vandellós II. Revisión 2. (Abril de 2000).
- [5] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/0002/57. Informe de puntos pendientes de la revisión 0 del APS de C.N. Vandellós II tras la evaluación por parte del CSN.
- [6] CSN/IEV/APFU/PEP/VA2/9106/37. Informe de evaluación con propuesta de actuación del Plan de Proyecto del APS de C.N. Vandellós II.
- [7] Carta del CSN a ASOCIACIÓN NUCLEAR VANDELLÓS. (CSN/C/VA2/91/20). Plan de Proyecto para la realización del APS de C.N. Vandellós II. (26 de julio de 1991).
- [8] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9207/26. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3103 de Análisis de Sistemas
- [9] CSN/IEV/ANADA/VA2/PEP/9209/32. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3104 de Análisis de Datos.
- [10] CSN/IEV/FAHUM/VA2/PEP/9206/22. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3105 de Análisis de Fiabilidad Humana.
- [11] CSN/IEV/ANADA/VA2/PEP/9301/49. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3106 de Análisis de Fallos Dependientes
- [12] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9302/15. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3107 de Cuantificación de Secuencias de Accidente.
- [13] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9302/12. Informe de evaluación del procedimiento PIA-MP-3109 de Inundaciones Internas.

- [14] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9205/19. Informe de evaluación de la tarea de Familiarización con la planta (Nivel 1).
- [15] Notas de Reunión 92/08 sobre la tarea de Familiarización con Planta.
- [16] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9309/48. Informe de evaluación de las secuencias de LOCA del APS de C.N. Vandellós II.
- [17] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9401/01. Informe de evaluación de las secuencias de transitorios del APS de C.N. Vandellós II.
- [18] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9402/07. Informe de evaluación de las secuencias de rotura de tubos del generador de vapor y de ATWS del APS de C.N. Vandellós II.
- [19] Notas de Reunión 94/01, 94/04 y 94/09 sobre las secuencias de accidente del APS de C.N. Vandellós II.
- [20] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9412/63. Informe de Identificación de puntos pendientes de la tarea de análisis de secuencias de accidente del APS de C.N. Vandellós II.
- [21] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9207/26. Informe de evaluación del Sistema Esencial de Agua Enfriada (GJ).
- [22] Notas de Reunión 93/03 sobre el Sistema Esencial de Agua Enfriada (GJ).
- [23] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9212/45. Informe de evaluación del Sistema de Distribución de Corriente Alterna (PB).
- [24] Notas de Reunión 93/01 sobre el Sistema de Distribución de Corriente Alterna (PB).
- [25] CSN/IEV/ANADA/VA2/PEP/9302/09. Informe de evaluación del Sistema del Secuenciador de Salvaguardias Tecnológicas (SC).
- [26] Notas de Reunión 93/10 sobre el Sistema del Secuenciador de Salvaguardias Tecnológicas (SC).
- [27] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9407/39. Informe de evaluación del Sistema de Disparo del Reactor (QV).
- [28] Notas de Reunión 95/07 sobre el Sistema de Disparo del Reactor (QV), el Sistema de Actuación de las Salvaguardias Tecnológicas (SA) y el Sistema de Aislamiento de la Contención (SM).

- [29] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9410/62. Informe de evaluación del Sistema de Rociado de Contención (BK).
- [30] Notas de Reunión 95/10 sobre el Sistema de Rociado de Contención (BK) y el Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AL).
- [31] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9302/10. Informe de evaluación del Sistema de Distribución de 125 Vcc (Clase 1E) y 118 Vca (PK).
- [32] Notas de Reunión 93/19 sobre el Sistema de Distribución de 125 Vcc (Clase 1E) y 118 Vca (PK) y el Sistema de Agua de Servicios Esenciales (EF).
- [33] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9311/56. Informe de evaluación del Sistema de Agua de Servicios Esenciales (EF).
- [34] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9303/23. Informe de evaluación del Sistema de Evacuación de Calor Residual (BC).
- [35] Notas de Reunión 93/07 sobre el Sistema de Evacuación de Calor Residual (BC).
- [36] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9303/22. Informe de evaluación del Sistema de los Generadores Diesel de Emergencia (KJ).
- [37] Notas de Reunión 93/13 sobre el Sistema de los Generadores Diesel de Emergencia (KJ).
- [38] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9312/60. Informe de evaluación del Sistema de Refrigeración de Componentes y Enfriamiento del Edificio de Contención (EG/GN).
- [39] Notas de Reunión sobre el Sistema de Refrigeración de Componentes y Enfriamiento del Edificio de Contención (EG/GN).
- [40] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9302/11. Informe de evaluación del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AL).
- [41] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9307/42. Informe de evaluación del Sistema de Inyección de Seguridad a Alta Presión (BJ).
- [42] Notas de Reunión 94/02 sobre el Sistema de Inyección de Seguridad a Alta Presión (BJ).
- [43] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9407/43. Informe de evaluación del Sistema de Actuación de las Salvaguardias Tecnológicas (SA).

- [44] CSN/IEV/MAAPS/VA2/PEP/9407/40. Informe de evaluación del Sistema de Aislamiento de la Contención (SM).
- [45] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9706/29. Informe de evaluación de la tarea de Frecuencia de Sucesos Iniciadores.
- [46] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9706/28. Informe de evaluación de la tarea de Sucesos Especiales.
- [47] Notas de Reunión 98/06 sobre las tareas de Frecuencia de Sucesos Iniciadores y Sucesos Especiales.
- [48] CSN/APFU/IEV/VA2/PEP/9705/18. Informe de evaluación de la Base de Datos Genérica.
- [49] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9705/20. Informe de evaluación de la tarea de Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimiento.
- [50] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9708/47. Informe de evaluación de la tarea de Estimación de Fallos, Demandas y Horas de Operación.
- [51] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9710/53. Informe de evaluación del Análisis Bayesiano.
- [52] Notas de Reunión 97/08, 97/10, 97/11, 97/13 y 97/14 sobre las tareas de Base de Datos Genérica, Indisponibilidades por Pruebas y Mantenimiento, Estimación de Fallos, Demandas y Horas de Operación.
- [53] CSN/IEV/FAHUM/VA2/PEP/9509/91. Informe de evaluación de las acciones humanas tipo 1.
- [54] CSN/IEV/FAHUM/VA2/PEP/9603/11 y CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9709/48. Informes de evaluación de las acciones humanas tipo 3.
  - [55] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9706/30. Informe de evaluación de los tiempos disponibles para las acciones humanas.
  - [56] Notas de reunión 98/08 sobre la tarea de Fiabilidad Humana.
  - [57] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9711/61. Informe de evaluación de la tarea de Análisis de Fallos Dependientes.
  - [58] Notas de Reunión 98/13 sobre la tarea de Análisis de Fallos Dependientes.

- [59] CSN/TGE/APFU/0010/1218. Modelo de RiskSpectrum de la revisión 2 del APS de C.N. Vandellós II.
- [60] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9707/42. Informe de evaluación de la tarea de incendios.
- [61] Notas de Reunión 97/12 y 98/10 sobre la tarea de incendios.
- [62] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9907/30. Informe de evaluación del reanálisis con metodología APS de las zonas ZS-2-06, ZS-2-09 y ZPT-1-02.
- [63] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP/9710/51. Informe de evaluación del Análisis de Inundaciones Internas.
- [64] Notas de Reunión 98/03 del Análisis de Inundaciones Internas.
- [65] CSN/IEV/APFU/VA2/PEP70101/102. Informe resumen de la evaluación de la revisión 2 del APS de C.N. Vandellós II.
- [66] PIA-MP-4001. Procedimiento de Familiarización con la planta de Nivel 2. PIA-MP-4001.
- [67] Informe de Tarea de Familiarización con la planta en Nivel 2. PIA-IT-3001.
- [68] Input Data de MAAP 3.0B para C.N. Vandellós II.
- [69] Acta de Inspección CSN/AIN/VA2/95/307. (Febrero de 1995).
- [70] Informe Final del Nivel 2 del APS de C. N. Vandellós II. (Marzo de 1996).
- [71] Direct Containment Heating Experiments for Vandellos and Asco NPP. Fauste and Assocites Inc. August 1994.
- [72] Reuniones CSN/ERI con representantes de ANV. Barcelona 20 de junio de 1997 y Madrid 15 de octubre de 1997.
- [73] Memo from EGL to MKR. June 24<sup>th</sup> 1997. Meeting with ANV (Vandellos) representatives to resolve questions related to Level 2. Barcelona June 20<sup>th</sup> 1997.
- [74] CSN/IEV/IMES/VA2/PEP/9610/54. Informe de evaluación de la capacidad última de la contención de C.N. Vandellós II.
- [75] Carta del CSN a ANV del 19 de marzo de 1997. Condición B.3.1 del PEP "Análisis de la capacidad última de la contención" de C.N. Vandellós II. CSN-C-DT-96-175.

- [76] FAI/95-32. A position paper on Vessel Thrust Forces.
  - FAI/95-36. A Phenomenological Evaluation Summary on Steam Explosion in support of the Vandellos Risk Analysis.
  - FAI/95-52. Phenomenological Evaluation Summary on Debris Coolability in Support of the Vandellos IPE.
  - FAI/95-41. Evaluation of Hydrogen Deflagration & Detonation Phenomena for Vandellos.
  - FAI/95-37. Evaluation of Core-Concrete Interaction Phenomena for Vandellos.
  - FAI/95-44. Defining the Uncertainty/Sensibility Analysis to support the Vandellos Level 2 IPE
- [77] Carta CNV-L-CSN-2376 del 23 de septiembre de 1996. "IPE/APS. Documentación adicional relativa a la evaluación del Informe de Tarea IT-3601. Caracterización del Término Fuente y Análisis de Sensibilidad.

# VII. Anexos



## Anexo 1. Carta de petición del APS por el CSN

Consejo de Seguridad Nuclear

ASOCIACION NUCLEAR VANDELLOS C/ Travessera del Corts, 39-43

08028- BARCELONA

A la atn.: D. José Luis Tora Galván Presidente de la Asociación Nuclear Vandellos

Madrid, 18 de Octubre de 1990

Consejo de suguridad nuclear REGISTRO GENERAL 1 9 JCT. 1930 SALIDA Nº 6.636

ASUNTO: REALIZACION DE UN ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD (APS)

Muy Sr. mio:

El 25 de junio de 1986 el Pleno del CSN aprobó el "Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España". Dicho Programa determina que, de forma escalonada en tiempo y alcan-ce, se debe de hacer un APS de cada una de las centrales nucleares españolas.

Una vez valoradas las ventajas e inconvenientes de seleccionar cada una de las centrales que no han iniciado la elaboración de un APS, el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del día 18 de Octubre de 1990 ha decidido seleccionar a la C.N.Vandellós II como instalación que debe realizar el siguiente APS del Programa Integrado.

Como Anexo a esta carta se incluyen los Criterios Generales a seguir por Asociación Nuclear Vandellós en la preparación de una propuesta detallada de realización que incluya tanto aspectos técnicos como organizativos, cualquier metodologia o solución diferente a la expuesta en los Criterios Generales deberá ser previamente aceptada por el Consejo de Seguridad Nuclear.

La propuesta detallada de APS deberá ser aprobada por el Consejo de Seguridad Nuclear.

La Asociación Nuclear Vandellos solicitará la modificación del Reglamento de Funcionamiento al objeto de adaptarse a la estructura organizativa del proyecto de APS.

Atentamente,

Donato Fuejo Lago PRESIDENTE

# Criterios a seguir por la propuesta de un Análisis Probabilista de Seguridad de la central nuclear Vandellós II

#### 1. Objetivos

- Identificar los tipos más probables de secuencias de sucesos que podrían llevar a una situación de deterioro o fusión del núcleo del reactor.
- Detectar los aspectos más débiles de la seguridad y que contribuyan más a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo.
- Reforzar, mediante cambios de diseño, procedimientos o prácticas operativas, los aspectos identificados como contribuyentes significativos a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo, cuando sea preciso o cuando sea aceptable desde un punto de vista coste-beneficio.
- Estimar la probabilidad por año de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo.
- Este análisis y estimación de la probabilidad de accidentes con daño al núcleo se realizará partiendo de situaciones en que el reactor esté inicialmente no sólo a potencia, sino en cualquier modo de operación.
- Analizar la posibilidad y estimar la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo del reactor debido a la declaración y propagación de incendios en el interior de la central.
- Analizar la posibilidad y estimar la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo del reactor debido a inundaciones originadas tanto por fuentes internas como por fuentes externas a la central.
- Analizar la posibilidad y estimar la probabilidad de ocurrencia de situaciones con daño al núcleo del reactor debido a movimientos sísmicos en el emplazamiento de la central.
- Analizar probabilísticamente el comportamiento del edificio de contención, en caso de los diferentes tipos de posibles accidentes con daño al núcleo, para llevar a cabo su función de retención de los productos de fisión en su interior. Para ello, se estimarán las cantidades de radionucleidos asociadas a cada modo de fallo identificado

de la contención para cada tipo de accidente con daño al núcleo, así como las características de las emisiones al exterior para cada modo, y se estimará la probabilidad condicionada de cada modo de fallo de la contención, llegando al resultado de este análisis probabilista de la contención consistente en la estimación de la frecuencia anual de cada categoría de liberación o término fuente.

- Como parte del análisis probabilista de la contención, descrito en el párrafo anterior, se analizará la probabilidad de los sistemas de aislamiento y de extracción de calor de la contención para realizar sus funciones en los diferentes casos de posibles accidentes con daño al núcleo. Los posibles fallos de dichos sistemas formarán parte de las posibles secuencias de sucesos, que conduzcan al posible fallo de la contención de diferentes modos. Asimismo, se identificarán y analizarán de forma detallada las secuencias de sucesos que constituyan accidentes de pérdida de refrigerante del núcleo a través de sistemas que atraviesan la contención.
- Disponer en el futuro, tras la realización del APS, de un modelo de la central y de unas técnicas analíticas susceptibles de ser utilizadas para diferentes aplicaciones y en la toma de decisiones sobre aspectos de operación o requerimientos de licenciamiento.
- Hacer partícipe al personal de explotación de la central en el desarrollo, hallazgos y
  líneas de futura aplicación del estudio, de tal manera que las líneas de comunicación
  entre la organización del Proyecto de Análisis Probabilista de Seguridad y la de explotación de la central sean en ambos sentidos.
- El análisis probabilista a realizar está orientado a la seguridad, sin embargo, sin menoscabo de dicha orientación, será valorado positivamente que C.N. Vandellós II incorpore al análisis los aspectos necesarios para permitir también mejorar la disponibilidad de la central, dado que esta última supondría una mejora adicional de la seguridad.

## 2. Alcance y metodología

 La metodología a emplear para la realización del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Vandellós II deberá cumplir, en lo relativo a los objetivos referentes a la estimación de la frecuencia de accidentes con daño al núcleo, al menos los requisitos establecidos por la U.S.N.R.C. como NUREG/CR-2815, "Probabilistic Safety Analysis Procedure Guide", en el Volumen 1 de la Revisión 1. Para situaciones iniciales con el reactor en parada, estudios más recientes como el de NUREG/CR-4762 "Shutdown Decay Heat Removal Analysis of a Westinghouse 3-Loop PWR", u otros posteriores, podrán ser utilizados como referencias metodológicas.

- La metodología a emplear en la realización del análisis de riesgos de seísmos, incendios e inundaciones del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Vandellós II deberá cumplir, al menos, los requisitos establecidos en los Capítulos 8, 9, 10 y 11 del Volumen 2 del documento NUREG/CR-2815 anteriormente referenciado. Referencias más modernas, como el NUREG/CR-5259, "Individual Plant Examination for external Events: Guidance and Procedures", podrán ser utilizadas una vez publicadas por la U.S.N.R.C.
- La metodología a emplear en la realización del análisis probabilista del comportamiento de la contención para estimar la frecuencia y características de liberación de productos de fisión al exterior de la central en caso de posibles accidentes con daño al núcleo deberá seguir las líneas generales indicadas por la U.S.N.R.C. en su Generic Letter 88-20 y en sus Apéndices y referencias. Dicho documento hay que matizar que servirá como referencia metodológica del APS de C.N. Vandellós II únicamente en lo que respecta al análisis de la contención, o "back end" usando la terminología utilizada en la Generic Letter. Para el "front end" las referencias metodológicas habrán de ser las indicadas en los otros párrafos de este Apartado 2.
- La metodología a emplear en la realización de los análisis de fiabilidad de los sistemas de extracción de calor de la contención y aislamiento de la contención deberá cumplir, dentro del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Vandellós II al menos, las líneas generales de realización de análisis de fiabilidad de sistemas y, en particular, las marcadas en análisis similares del sistema de aislamiento de la contención en centrales estadounidenses, como, por ejemplo, el "Oconee PRA", NSAC/60, de junio de 1984, identificando la dependencia de la fiabilidad de dichos sistemas con el tipo de secuencia de accidente que se esté analizando.
- El nivel de detalle de los árboles de fallos de los sistemas habrá de ser lo suficientemente detallado para detectar las posibles dependencias explícitas entre componente o sistemas; esto sin menoscabo de que dichos análisis se puedan simplificar con posterioridad, agrupando sucesos básicos independientes, para, por ejemplo, hacer un análisis estadístico de datos coherente con la modelación efectuada en los árboles. El registro de ese proceso sistemático de búsqueda de dependencias explícitas habrá de ser hecho en los árboles de fallos preliminares y, en todo caso, ser suficiente para facilitar el proceso de revisión posterior y asegurar al mismo que no se está perdiendo

la modelación de ninguna dependencia que pueda aparecer explícitamente en los árboles de fallos, en particular aquellas representadas por subcomponentes o sistemas de actuación, y en general de soporte, compartidos. Este proceso de modelación detallada ofrece asimismo la ventaja de analizar componentes o subsistemas que pudieran parecer "cajas negras" después de su adquisición y montaje en la central.

- El empleo de criterios diferentes a los indicados en los párrafos anteriores sólo será aceptable si se justifica adecuadamente que no empeora la calidad del estudio.
- Aunque el estudio a realizar no es preciso que tenga un alcance superior al antes indicado, C.N Vandellós II deberá tener en cuenta que dicho estudio habrá de ser posteriormente actualizado en forma periódica, con previsible ampliaciones del alcance. Por tanto, es conveniente que en la realización del mismo se tomen las medidas oportunas para facilitar la posterior actualización ya citada.

#### 3. Organización

- En la realización del Proyecto habrá de participar personal de C.N. Vandellós II y, en particular, personal de eexplotación a tiempo completo, para que los hallazgos efectuados a lo largo y después de la realización del análisis puedan ser implantados más fácilmente en el diseño, procedimientos y prácticas operativas de la central y para que la modelación de la central represente a ésta de la forma más fiel posible.
- Como se ha indicado anteriormente, el objetivo de la participación de personal de explotación en el proyecto es, además de lo expuesto en el párrafo anterior, el que la comunicación desde la organización de explotación de la central hacia el proyecto sea también asegurada, y, en general, la comunicación sea lo más estrecha posible, puesto que el Análisis Probabilista de Seguridad ha de ser no sólo la modelación fiel de la misma durante el proyecto, sino también fuente de posibles aplicaciones futuras en la central.
- En la conformación del resto del equipo realizador del análisis, típicamente un mínimo de alrededor de quince personas, se procurará que, en la medida de lo posible, se utilicen recursos de personal españoles. En las partes del estudio en que se tengan que contratar empresas extranjeras se habrán de establecer los medios para obtener una transferencia real de tecnología y asegurar la especificidad de los análisis a C.N. Vandellós II.

- Dentro de los procedimientos organizativos del Proyecto se deberán de incluir los procesos de control de calidad que habrán de llevarse a cabo a lo largo de la realización del análisis para garantizar un buen grado de acabado del mismo.
- Para llevar a cabo un proceso continuo de evaluación, a lo largo de la realización del análisis, que permita garantizar más adecuadamente la aceptabilidad final del mismo sin tener que efectuar reanálisis o cambios sustanciales de modelación con posterioridad a dicha finalización, se asignarán a las oficinas del Proyecto uno o dos expertos del personal técnico del CSN, o de la empresa que el CSN contratase para la realización de dicha evaluación. C.N. Vandellós II deberá dar las oportunas facilidades a dicho personal para que puedan realizar una completa evaluación del análisis.
- Como sugerencias adicionales del CSN sobre la organización del Proyecto de APS sería conveniente considerar los elementos críticos que se utilizan en el CSN para la valoración positiva de las propuestas de Planes de Proyecto de APS y que se contienen en el Adjunto incluido al final de estos Criterios.

#### 4. Programa

C.N. Vandellós II deberá presentar una Propuesta detallada de realización del Proyecto del APS, justificando el cumplimiento con los Criterios contenidos en este Anexo. Dicha Propuesta habrá de ser remitida al CSN antes del 31 de marzo de 1991. Una vez aprobada la Propuesta por el CSN, C.N. Vandellós II dispondrá de aproximadamente 30 meses para su ejecución. Es conveniente que C.N, Vandellós II no realice compromisos firmes con otras empresas u organizaciones hasta que su Propuesta haya sido aprobada.

# Adjunto

Se adjunta, a los Criterios generales para la Propuesta a realizar sobre la realización del Proyecto de APS de C.N. Vandellós II, la lista de elementos críticos utilizados en el CSN para la valoración de dichas propuestas. Dichos elementos críticos sería conveniente se consideraran a la hora de elaborar la Propuesta del Plan de Proyecto.

En la evaluación de las propuestas se han venido utilizando los siguientes elementos, considerados críticos en el CSN para la adecuada organización y realización de un APS:

- La Dirección efectiva del Proyecto corre a cargo de una persona cualificada del explotador. Ello porque: a) la realización del análisis requiere un acceso a mucha documentación y a muchas personas que sólo puede asegurarse correctamente por una persona del explotador; b) el proyecto debe dejar un contenido en el explotador que no se da si el proyecto se deja en manos de una ingeniería; c) una ingeniería puede tener, al menos en teoría, intereses en que no se identifiquen como resultado del APS deficiencias en el diseño de las que sería directamente responsable; y d) una ingeniería tenderá a ajustarse a los costos previamente estimados, mientras que si la dirección corre a cargo del explotador existe más flexibilidad en la modificación del alcance y en la mejora del estudio.
- El explotador aporta al proyecto personal suficiente para garantizar la adquisición de capacidad suficiente para su posterior utilización/ampliación. Ello por que si esta situación no se produce el documento del APS se convierte en un estudio aislado sin posibilidades reales de aplicación o mejora posteriores.
- Debe participar personal de explotación de la central con la doble función de asegurar que el modelo refleja la planta real y de facilitar a la organización de explotación un conocimiento de los importantes beneficios de las técnicas de APS. Ello porque: a) es absolutamente imprescindible que el estudio refleje la realidad de la central para que su utilización sea correcta; y b) un conocimiento y convencimiento por el personal de explotación de los beneficios de las técnicas de APS es prácticamente imprescindible para que, una vez realizado, se lleven a cabo aplicaciones practicas del APS.
- Los consultores extranjeros dependerán directamente del Director del Proyecto (de la compañía explotadora). Ello porque es preciso para conseguir que la tecnología producida, como códigos de cálculo, quede al menos en poder del explotador y exista por tanto una posibilidad práctica de uso posterior.
- Los participantes en el grupo que son ajenos al explotador lo hacen no como ingeniería sino como una "asignación" al proyecto. Ello porque los intereses del proyecto, definidos por el Director del Proyecto, deben estar por encima de los particulares de la ingeniería a la que pertenece el experto.
- El Grupo encargado de la realización del APS debe tener una cierta homogeneidad, es decir, el número de diferentes empresas implicadas debe estar reducido al mínimo factible. Ello porque si el número de empresas es muy alto es previsible la existencia de problemas de coordinación y de defensa de intereses particulares.

- El paquete de programas informáticos elegido debiera instalarse en el ordenador del explotador. Ello porque: a) reduce el coste de las ejecuciones de los programas y, por tanto, elimina reticencias de hacer más casos o de repetir casos; y b) facilita su posible utilización posterior.
- El paquete de programas informáticos debe facilitar la realización de aplicaciones del APS una vez completo. Ello porque un paquete informático complejo dificulta la realización de recálculos precisos para aplicaciones y, por tanto, no favorece la posterior utilización del APS.
- La metodología seleccionada debe facilitar en lo posible la posterior extensión al Nivel 2 (análisis de la contención). Ello porque una metodología que después es dificilmente enlazable con el Nivel 2 puede dificultar y retrasar la ampliación a dicho nivel.
- Es esencial una correcta organización del proyecto. Ello porque, aunque muchas deficiencias de organización son subsanables a lo largo del proceso de realización, requieren un excesivo consumo de recursos por parte del CSN y, por tanto, deben evitarse desde el principio.
- Es esencial una actitud abierta hacia el personal del CSN asignado al proyecto. Ello porque una actitud inadecuada puede crear múltiples retrasos y problemas con impacto significativo en el costo del proyecto.
- La formación previa del equipo que realiza el proyecto debe ser significativa antes del inicio del mismo. Los niveles de asesoramiento y control deben de reducirse al mínimo imprescindible. La formación en tema novedosos, como sucesos externos o análisis de contención, es aún más importante. Ello porque es más importante contar con una buena "base" para la realización del proyecto que con múltiples niveles de asesoramiento y control.
- Debe estar prevista la utilización del APS y sus resultados en la formación de todo
  el personal de la central. Ello porque la incorporación del APS y sus resultados en
  el programa general de formación facilita la asimilación y utilización por gran parte
  del personal del explotador.
- Todos los participantes en la realización del APS (incluyendo los asesores) deben estar localizados de forma permanente en un único local con toda la documentación

y material de soporte preciso. Ello porque en un proyecto tan complejo la coordinación es crucial y la situación física del personal participante es, por tanto, también crucial.

- La modelización de los sistemas para su análisis debe realizarse hasta el nivel más bajo posible, si es necesario distinto del utilizado en cálculo, y ambos deben documentarse adecuadamente. Ello porque un análisis inadecuado de sistemas puede dar lugar a conclusiones del estudio erróneas, con un impacto negativo en la seguridad.
- El asesor extranjero seleccionado debe tener una experiencia significativa como organización. El personal del asesor seleccionado debe ser de los más experimentados.
   Ello porque el asesor extranjero juega un papel fundamental en la transferencia de tecnología y en el uso de técnicas que reflejen el estado de arte, por lo que su experiencia práctica es esencial.
- Es fundamental que exista posibilidad de contraste de métodos y especialistas entre proyectos. Ello porque, dado que un APS no es un proceso tremendamente normalizado, un mecanismo importante que debe existir a nivel nacional es que al menos existan dos metodologías y varios expertos por tema, de forma que exista la posibilidad de contrastar metodologías y los expertos tengan posibilidad de contrastar sus métodos de trabajo.

## Anexo 2. Cartas de aceptación del APS

UATE-436.48

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

CSN CONSEID DE SEGURIDAD NUCLEAR

C.N. VANDELLOS II
Apartado de Correos nº 48
L'HOSPITALET DE L'INFANT
43890 - VANDELLÓS (Tarragona)
A la atn.: D. Juan José Pérez Torrent

REFISE ON VIA 2:5642 1840 ON VIA 2:564 I REGISTRO SENERAL SALIDA 3641 Fecha: 18-05-2001 10:37

Rela CHYAZ-VAZ-SG-01-26

ASUNTO: APRECIACIÓN FAVORABLE DEL ANÁLISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD DE NIVEL 1 PARA EL CASO DE SUCESOS INICIADORES INTERNOS DE C. N. VANDELLÓS II

Con fecha 18 de octubre de 1990 se puso en conocimiento del titular de C. N. Vandellós II el acuerdo del CSN según el cual debería realizar un APS, según lo establecido en el "Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España", aprobado por el CSN en su reunión plenaria de fecha 25 de junio de 1986.

Con su escrito de referencia CNV-L-CSN-3113, de fecha 28 de abril de 2000, el titular de C. N. Vandellós II presentó en el CSN la revisión 2 del Informe Final del Nivel 1 del Análisis Probabilista de Seguridad de C.N. Vandellós II. En la evaluación realizada por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear del CSN se ha comprobado que esta revisión incorpora los puntos pendientes especificados en la carta de referencia CSN-C-DSN-00-288, de fecha 4 de mayo de 2000.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 29 de marzo de 2001, ha estudiado la documentación presentada por el titular de C.N. Vandellós II, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y ha acordado apreciar favorablemente el Informe Final del Análisis Probabilista de Seguridad de Nivel 1, en su revisión 2, dado que ha sido realizado siguiendo los requisitos del CSN y adecuadamente documentado. Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, modificado por la disposición adicional primera de la Ley 14/1999.

Las aplicaciones que se lleven a cabo en base a este APS, de acuerdo con el segundo objetivo del Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España, deberán basarse en datos y modelos actualizados.

Madrid, 3 de mayo de 2001 EL SECRETARIO GENERAL

010518-5000-0013

Luis del Val Hernández

COPIA

rax: 340 05 38



Madrid, 23 de abril de 1998

N/Ref<sup>a</sup>.: CSN-C-DT-98-276 CNVA2-VA2-APFU-98-28

C.N. VANDELLOS II
ASOCIACIÓN NUCLEAR DE VANDELLOS
Avda. Paralelo, 51
08004 - BARCELONA
A la atn.: D. Juan Estapé

ASUNTO: IPE/APS Nivel 2

COCOST 24. MALIUS

Muy Sres nuestros:

Como Vds. conocen la Dirección Técnica del CSN ha llevado a cabo en 1997 la evaluación de los estudios del IPE/APS Nivel 2 de C.N. Vandellós-2 mediante la realización de un análisis independiente.

Esta evaluación independiente está recogida en el informe ERI/CSN 97-801, del cual les enviamos una copia para facilitar el entendimiento de las conclusiones de la evaluación del CSN. En este informe 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 Dirección Técnica considera que el estudio realizado por CNVA2 es adecuado, cumpliendo en general los objetivos relativos al Nivel 2 requeridos en la carta del CSN del 18 de Octubre de 1990 "Realización de un análisis probabilista de seguridad (APS)", si bien deben tenerse en cuenta las siguientes observaciones:

- 1.- El estudio responde a la carta mencionada del CSN de petición de la realización de un APS, condicionado a la aprobación de los resultados de los análisis de nivel 1 empleados como datos de partida para este Nivel 2.
- 2.- De los resultados de la evaluación independiente se observa que la probabilidad de fallo tardío de la contención es mas elevada que la presentada en su estudio "Informe Final del IPE/APS Nivel 2", debido fundamentalmente a:
  - a) La curva de fragilidad de la contención usada en la evaluación independiente emplea el valor de 0.85 MPa para la HCLPF (*High Confidence of Low Probability of Failure*)(valor recomendado por el CSN en carta CSN-C-VA2-97-11), mientras que el estudio de CNVA2 emplea el valor de 1.05 Mpa.

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



b) Los cálculos realizados en esta evaluación independiente alcanzan 48 horas tras el daño del núcleo, siendo en estos últimos momentos en los que tiene lugar una parte importante de los fallos tardíos de la contención; estos fallos tardíos no están contemplados en su estudio por haber llevado a cabo tiempos de cálculo inferiores (48 horas tras el disparo del reactor).

Estos aspectos, relativos tanto a la HCLPF de fallo, como a la extensión de los tiempos de cálculo, deberán ser tenidos en cuenta por Vds. en posteriores análisis tendentes a reducir las liberaciones al exterior, así como en el diseño de estrategias de gestión de accidentes severos.

- 3.- Teniendo en cuenta el punto anterior, para los próximos usos o actualizaciones del Nivel 2 (estimación de la probabilidad condicionada de cada modo de fallo de la contención, y estimación del término fuente), CNVA2 deberá considerar tiempos de cálculo superiores a los presentados en su estudio, con el fin de capturar adecuadamente fallos tardíos de la contención que tienen lugar pocas horas después de los 2 días de inicio del accidente.
- 4.- La consideración del estudio como adecuado con las anteriores consideraciones no significa la aceptación implícita de usos posteriores del mismo en futuras aplicaciones.

Atentamente.

Antonio Gea Malpica DIRECTOR TÉCNICO

Anexo: A Regulatory Evaluation of the Vandellós-II Probabilistic Safety Analysis (Level 2). ERI/CSN 97-801. December 1997.

.c.: STN APFU CNVA2 ARCHIVO